



**Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

GRS-Bericht

**STAND DER
RISIKOÜNTERSUCHUNGEN
BEI KERNKRAFTWERKEN**

**6. GRS-Fachgespräch
Köln, 3.-4. November 1982**

GRS-52



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

STAND DER RISIKOÜNTERSUCHUNGEN BEI KERNKRAFTWERKEN

**6. GRS-Fachgespräch
Köln, 3.-4. November 1982**

GRS-52 (Februar 1983)

Schwertnergasse 1 · 5000 Köln 1 · Tel. (02 21) 2068-0 · Telex 8881807 grs d

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Redaktion: B. Laue, GRS, Köln

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der Zeitschrift „Technische Mitteilungen“ Heft 1 · 1983
im Vulkan-Verlag Dr. W. Classen Nachf. GmbH & Co. KG, Postfach 10 39 62, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Begrüßung (A. Birkhofer)	1
Vom Urknall bis zu schwarzen Löchern Vortrag W. Priester	2
Einführung in das Fachgespräch (O. Kellermann)	8
Überblick über Vorgehensweise und Ergebnisse der SNR-Studie Vortrag K. Köberlein, H. Schäfer und H. Spindler	10
Diskussion zum Vortrag K. Köberlein, H. Schäfer und H. Spindler	19
Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR Vortrag A. Scharfe, P. Bogorinski und H. Schulz	21
Diskussion zum Vortrag A. Scharfe, P. Bogorinski und H. Schulz	28
Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR Vortrag R. Martens, W. Müller und S. Jordan	29
Diskussion zum Vortrag R. Martens, W. Müller und S. Jordan	36
Die Expertenbefragung in der SNR-Studie und ihre probabilistische Auswertung Vortrag E. Hofer, H. Löffler, V. Javeri und D. Struwe	38
Diskussion zum Vortrag E. Hofer, H. Löffler, V. Javeri und D. Struwe	56
Die Dosis-Wirkungs-Beziehung bei der Strahlenexposition Vortrag E. Oberhausen	57
Diskussion zum Vortrag E. Oberhausen	60
Schwerpunkte und Arbeitsergebnisse der Deutschen Risikostudie, Phase B Vortrag D. Hippe und F. W. Heuser	61
Diskussion zum Vortrag D. Hippe und F. W. Heuser	66
Überlegungen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) von Kernkraftwerken Vortrag P. A. Gottschalk und A. Jahns	66
Diskussion zum Vortrag P. A. Gottschalk und A. Jahns	72
Zusammenfassung der Ergebnisse (L. F. Franzen)	73
Teilnehmerverzeichnis	77

Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken

Begrüßung

Von A. Birkhofer ¹⁾

Es ist erfreulich, daß das Fachgespräch auch in diesem Jahr auf großes Interesse stößt, nicht nur in der Fachwelt, sondern vor allem auch bei Vertretern der Politik und der Presse, wie die Teilnehmerliste zeigt. Sicherlich liegt das auch daran, daß das Thema „Risikostudien“, mit dem sich die Fachvorträge befassen, die Öffentlichkeit stärker berührt als viele andere Fachthemen. Das ist eine gute Gelegenheit, einige Worte über die Möglichkeiten und Grenzen solcher Studien zu sagen.

Risikostudien haben sich in der Reaktorsicherheitstechnik zu einem wichtigen Handwerkszeug entwickelt. Sie geben die Möglichkeit – und darin liegt ihr größter Nutzen –, die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts zu überprüfen und zu verbessern. Dabei zeigen sie häufig auch Wege, die materiellen Mittel gezielter zu verwenden. Dies ist gerade in einer Zeit knapper Finanzen von sehr großer Bedeutung.

An dieser Stelle sei ein Beispiel aus der SNR-Risikostudie genannt, über die in diesem Heft berichtet wird. Aus dieser Studie läßt sich zum Beispiel der Schluß ziehen, daß das Störfallrisiko durch die aktive Funktion der Bodenkühleinrichtung, den sogenannten „Core Catcher“, nicht entscheidend beeinflusst wird. Eine solche Feststellung könnte im Konzeptstadium einer Anlage durchaus dazu veranlassen, auf kostspielige, aber für die Risikobegrenzung nicht wesentliche Einrichtungen zu verzichten.

Daß Risikostudien klare Grenzen haben, ist unbestritten. Diese Grenzen werden sich mit zunehmender Erfahrung weiter ziehen lassen. Es wird sich aber stets um technische Analysen handeln, die nicht ohne „ingenieurmäßige Beurteilung“ auskommen und die keinen Sicherheitsbeweis im strikt mathematischen Sinn liefern können. Insofern unterscheiden sie sich nicht von anderen technischen Analysen.

„Ingenieurmäßige Beurteilung“ setzt Erfahrung und Fachkompetenz voraus. Es ist wohl kaum denkbar, daß jemand auf einem Gebiet beruflich tätig ist, sich dort Fachkompe-

tenz erwirbt, obwohl er es grundsätzlich ablehnt. Andererseits sind die Fachgebiete heute viel zu sehr spezialisiert, als daß jeder Naturwissenschaftler und Ingenieur nach kurzer Einarbeitung auf fachfremdem Gebiet ein kompetentes Urteil abgeben könnte. Er wird sich zwar leichter tun, Zusammenhänge zu verstehen, als jemand ohne naturwissenschaftlich-technische Vorbildung. Jeder selbstkritische Wissenschaftler wird aber sehr vorsichtig sein mit Urteilen außerhalb seines eigenen Fachgebietes.

Auch wenn technisch-wissenschaftliche Aussagen als Grundlage für politische Entscheidungen heranzuziehen sind, kann die – im Prinzip natürlich notwendige – Kontrolle des Experten nicht nach politischen Maßstäben erfolgen. Selbstverständlich müssen auch Wissenschaft und Technik der Gesellschaft Rede und Antwort stehen. Die Überprüfung der Fachkompetenz, die auch die wesentliche Voraussetzung für Glaubwürdigkeit des Experten in den Augen der Öffentlichkeit darstellt, kann aber nur durch die wissenschaftliche Gemeinschaft erfolgen. Hier sei auf die bewährte Tradition der Universitäten verwiesen.

Es ist wohl aussichtslos, die notwendige und grundsätzlich auch akzeptierte Kontrolle zum Beispiel durch Parallelforschung anzustreben, bei der fachlich qualifizierten Gruppen Naturwissenschaftler gegenübergestellt werden, die sich nicht auf dem betroffenen Gebiet qualifiziert haben, sondern primär wegen ihrer skeptischen Einstellung zu der zu beurteilenden Technik beauftragt werden. Die an sich vernünftige Absicht, durch eine breitere Abstützung technischer Analysen deren Belastbarkeit für politische Bewertungen auch nach außen stärker zu demonstrieren, läßt sich auf diese Weise kaum verwirklichen.

In diesem Zusammenhang sei Reimar Lüst, der Präsident der Max-Planck-Gesellschaft zur Förderung der Wissenschaften, zitiert. Bei einem Vortrag im Mai dieses Jahres hat sich Lüst dagegen gewandt, die wirklich kompetenten Wissenschaftler allzu leicht als Lobbyisten ihrer Sache abzuqualifizieren und ihnen sogenannte „kritische“ Wissenschaftler gegenüberzustellen, sei es zur Unterstützung der eigenen politischen Ziele oder als bloßes Alibi. Er fährt dann fort: „Daß über-

¹⁾ Professor Dr. phil. Adolf Birkhofer ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

haupt bei Anhörungen im politischen Raum Politiker und Regierungsbeamte da und dort fast offiziell die zwei Kategorien vom „Wissenschaftler“ und vom „kritischen Wissenschaftler“ benutzen, geht über eine Stilfrage hinaus. Nicht nur, daß man damit der einen Gruppe eine kritische Haltung abspricht – in der Öffentlichkeit muß der Eindruck entstehen, als könne man von Wissenschaftlern von vorneherein nichts anderes als einseitige und interessengebundene Aussagen erwarten.“

Es wäre eine fatale Entwicklung, wenn noch mehr, als dies heute schon geschieht, Fachkompetenz mit Befangenheit gleichgesetzt und mangelnde Erfahrung als Ausweis für Unabhängigkeit betrachtet würde.

Die Rechtsprechung scheint besser als die Politik in der Lage zu sein, sich auch in technisch-naturwissenschaftlichen Fragen eine fundierte Meinung zu bilden. Gerichte setzen sich besonders konzentriert mit den Sachfragen und mit kontroversen Meinungen auseinander und erkennen dabei auch, welche Aussagen auf Kompetenz beruhen. Daß dies in anderen Bereichen nicht immer so ist, hat Herr Maier-Leibnitz erst kürzlich in einem sehr bemerkenswerten Artikel in der Frankfurter Allgemeinen Zeitung beklagt.

Es ist sehr ermutigend, daß der 10. Senat des Verwaltungsgerichtshofs Baden-Württemberg in seinem Wuhl-Urteil vom März dieses Jahres die Ergebnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ ausführlich und positiv gewürdigt hat und sie in seiner Urteilsbildung einbezieht. Bemerkenswert ist, daß nach Auffassung des Senats nicht so sehr die Zahlen der Einzeluntersuchungen, sondern die Größenordnung der störfallbedingten Risiken und der Vergleich mit anderen Risiken von Bedeutung sind.

Es sei noch ein Wort gesagt zum möglichen Einfluß von Risikostudien auf die öffentliche Meinung. Es spricht vieles dafür, daß durch Risikostudien die Einstellung der Öffentlichkeit zur Kernenergie nicht entscheidend beeinflusst wird. Dies hat einmal damit zu tun, daß für Ablehnung oder Befürwortung der Kernenergie überwiegend nicht die Frage der Sicherheit ausschlaggebend ist. Zudem rufen die Studien ins Bewußtsein, daß Katastrophen nicht völlig auszuschließen

sind. Die Studien zeigen zwar, daß die Wahrscheinlichkeit für Schäden äußerst gering ist. Die Bedeutung geringer Wahrscheinlichkeiten läßt sich jedoch nur sehr schwer vermitteln.

Gerade wenn man sich – wie bei diesem Fachgespräch – sehr ausgiebig mit Risiken der Kerntechnik beschäftigt, ist auch darauf hinzuweisen, daß sich eine umfassendere Technologiebewertung nicht darauf beschränken darf, die potentiell negativen Folgen der Technik zu untersuchen. Über den Risiken darf der Nutzen nicht vergessen werden. Dieser Aspekt kommt heute oft zu kurz. Man könnte manchmal fast meinen, Technik würde als Selbstzweck veranstaltet und technische Risiken seien daher grundsätzlich unakzeptabel. In Wirklichkeit muß es darum gehen, die durch die Natur gegebenen und die durch die Zivilisation geschaffenen Risiken insgesamt so gering wie möglich zu halten. Niemand wird ernsthaft bestreiten können, daß Wissenschaft und Technik ganz entscheidend dazu beigetragen haben, Gefahren und Risiken für Mensch und Umwelt zu verringern.

Was die öffentliche Meinung zur Kernenergie angeht, so ist ein zuverlässiger Betrieb der laufenden Kernkraftwerke maßgeblicher als der rechnerische Nachweis einer noch so hohen Sicherheit.

Auch aus diesem Grund zeigt sich eine wichtige Aufgabe der Sicherheitsforschung darin, Betriebserfahrungen im Hinblick auf eine Verbesserung der betrieblichen Zuverlässigkeit auszuwerten. Das bedeutet auch, daß man sich noch stärker um die Vermeidung und Beherrschung betrieblicher Störungen bemüht. Eine Erhöhung der betrieblichen Zuverlässigkeit in der heutigen Situation hat mehr Gewicht als die Untersuchung von Unfällen mit extrem geringer Wahrscheinlichkeit.

Es folgt ein Beitrag über ein – vor allem auch zeitlich – sehr weitgespanntes Thema: „Vom Urknall bis zu schwarzen Löchern – Entwicklung im Weltall“. Vielleicht hilft uns die Beschäftigung mit der Geschichte des Kosmos auch, unsere täglichen Probleme und Sorgen etwas spannender zu sehen.

Für diesen Beitrag konnte erfreulicherweise Professor Dr. Priester vom Institut für Astrophysik und Extraterrestrische Forschung der Universität Bonn gewonnen werden.

Vom Urknall bis zu schwarzen Löchern

Von W. Priester¹⁾

Einleitung

Das Thema „Entwicklung im Weltall – Vom Urknall bis zu Schwarzen Löchern“ ist für eine systematische Darstellung an dieser Stelle zu umfangreich. Deshalb muß sich dieser Beitrag auf Teilaspekte beschränken. Aus aktuellem Anlaß liegt das Schwergewicht dieses Vortrages auf einem Gebiet, bei dem es in allerjüngster Zeit wesentliche Fortschritte gegeben hat: Die Frage nach dem Verbleib der Antimaterie in den ersten 100 s nach dem Schöpfungsakt.

Die dramatische Entwicklung der Hochenergie-Physik in den letzten Jahren hat in der Kosmologie zu entscheidenden

Fortschritten geführt. Das gilt besonders für die Frühphase unseres Weltalls, den Urknall, den gigantischen Feuerball, in dem eine extrem heiße Strahlung über die sich bildende Materie dominierte.

Wir haben signifikante astronomische Beobachtungen dafür, daß sich unser Kosmos vor etwa 10 bis 20 Milliarden Jahren aus einem extrem dichten und extrem heißen Zustand mit einer gewaltigen Explosion entwickelt hat.

In diesem Urblitz hat sich in geradezu unbegreiflich schneller Folge die heutige Materie des Weltalls gebildet, die Materie, aus der die Sterne und die Galaxien bestehen, aber auch die Materie, aus der letztlich die Planeten entstanden sind und unsere Erde mit ihren Pflanzen, Tieren und Menschen. Die Elementarteilchen, aus denen die Atome in unserem Körper

¹⁾ Prof. Dr. Wolfgang Priester, Institut für Astrophysik und Extraterrestrische Forschung der Universität Bonn

bestehen, sind nach unseren heutigen Vorstellungen in der Urknallphase des Weltalls entstanden. An dieser Erkenntnis kommen wir heute nicht mehr vorbei.

Die Elementarteilchen sind in diesem Zusammenhang die Baryonen, also im wesentlichen die Protonen und die Neutronen, die wir zusammenfassend als Nukleonen bezeichnen, und die Leptonen, also die Elektronen und Neutrinos. Sie sind aus dem Feuerball des Urknalls ausgefroren, als die Temperatur innerhalb der ersten 100 s von vielen Billionen Grad auf unter eine Milliarde Grad absackte.

Das ganze Weltall hatte zu diesem Zeitpunkt einen Radius von nur etwa 10 Lichtjahren²⁾.

Die Frage nach dem Anfang unserer Welt hat die Menschen schon beschäftigt, als sie anfangen, über den Sinn dieser Welt nachzudenken.

In allen großen Religionen taucht der Schöpfungsgedanke auf. Die Welt wird erschaffen aus dem Nichts oder aus einem chaotischen Urzustand, einem Tohuwabohu (wüst und wirr). Auch in den großen Mythen, wie etwa in der jüngeren Edda, beginnt die Welt aus dem Nichts „Da war nicht Erde unten, noch Himmel oben“.

Ein genaueres Eingehen auf den Schöpfungsgedanken finden wir im Evangelium des Johannes (1,1–3), wo es im griechischen Urtext heißt:

Ἐν ἀρχῇ ἦν ὁ λόγος „Im Anfang war der Logos“.

Die bei uns übliche Übersetzung des Begriffes Logos mit „Wort“: „Im Anfang war das Wort“, muß man als unzureichend empfinden. Sie wird der offensichtlich viel tiefer liegenden Bedeutung des Logos nicht gerecht. Auch Goethe hat schon im Faust sein Unbefriedigtsein mit der üblichen Übersetzung zum Ausdruck gebracht:

„Ich kann das Wort so hoch unmöglich schätzen, ich muß es anders übersetzen“. Er versucht dann als Übersetzungen: „Sinn“, „Kraft“ und „Tat“.

Es scheint, daß alle diese Ausdrücke im „Logos“ des Evangelisten enthalten sind. In unserer heutigen Sprache müßte man den Logos gleichermaßen mit „Schöpfungsgedanke“, „Schöpfungsplan“ und „Schöpfungsakt“ übersetzen.

Die wichtigsten Beobachtungsbefunde

Bevor auf das kosmologische Problem des Urknalls näher eingegangen wird, sollen die drei wichtigsten Beobachtungsbefunde näher erläutert werden:

Die Expansion des Kosmos. Die generelle „Flucht der Spiralnebel“ wurde schon vor über 50 Jahren entdeckt durch die Rotverschiebung in den Spektren der Galaxien.

Die 3-K-Hintergrundstrahlung vom Firmament. Wir verstehen sie als die Reststrahlung des Feuerballs im Urknall. Sie wurde 1965 von Arno Penzias und Robert Wilson bei einer Wellenlänge von 7,5 cm entdeckt. 1978 gab es für diese fundamentale Entdeckung den Nobelpreis.

Die heutige mittlere Materiedichte im Kosmos. Man erhält sie, wenn man die Materie der Sterne und des interstellaren Gases, also die Materie aller Galaxien gleichmäßig über das heutige Volumen des Kosmos „verschmiert“. Wie groß ist der Beitrag der unsichtbaren Materie zur mittleren Dichte? Dazu gehören Moleküle oder die außerordentlich zahlreichen Neutrinos sofern sie eine von Null verschiedene Ruhemasse besitzen sollten. Das kann aber auch Materie sein in solitären Schwarzen Löchern oder in solitären Neutronensternen, die man nicht beobachten kann.

Der weit überwiegende Anteil der sichtbaren Materie befindet sich heutzutage in den Sternen. Nur einige Prozent der

2) 1 Lichtjahr $\approx 9,46 \cdot 10^{12}$ km

Materie befindet sich in Gaswolken oder Gas-Staub-Wolken, aus denen sich auch heute noch neue Sterne bilden können.

Ein typisches Beispiel ist der bekannte Große Orion-Nebel. Er besitzt einen Radius von 10 Lichtjahren. Dieses Beispiel wurde gewählt, weil es zugleich die ungefähre Ausdehnung des ganzen Kosmos ist, als im Urknall die Elementarteilchen „ausfroren“. Wir kommen nachher darauf zurück.

Obwohl es im Orion-Nebel Gebiete mit hoher Gasdichte gibt, ist die mittlere Dichte nur etwa sechs Wasserstoffatome pro Kubikzentimeter bzw. 10^{-23} g/cm³ (vgl. hierzu lockeres irdisches Gestein mit 1,6 g/cm³ bzw. 10^{24} Nukleonen pro cm³).

Wenn man die gesamte Materie, die in den Galaxien in Sternen und im interstellaren Raum vorhanden ist, gleichmäßig über den Kosmos verteilt, erhält man eine heutige mittlere Dichte von nur etwa 10^{-30} g/cm³ bzw. $6 \cdot 10^{-7}$ Nukleonen pro cm³. Diese Dichte ist jedoch die entscheidende Größe, die das Gravitationspotential des Weltalls bestimmt und damit zugleich den weiteren Verlauf der Expansion des Kosmos in die Zukunft hinein.

Schauen wir zurück in die Vergangenheit, so führt uns dieser heutige Wert der mittleren Materiedichte auf eine extrem hohe Dichte vor etwa 10 bis 20 Milliarden Jahren, auf die Urknallphase.

Um auf diesen Wert für den Zeitpunkt des Urknalls zu kommen, brauchen wir allerdings noch die Messungen über die Expansionsgeschwindigkeit des Kosmos.

Die Expansion des Kosmos macht sich in der Flucht der Galaxien und der Quasare bemerkbar. Man kann sie messen durch die Rotverschiebung der Spektrallinien in der Strahlung dieser Objekte. Der amerikanische Astronom Edwin Hubble hat die systematische Rotverschiebung im Jahre 1929 entdeckt. Der mit den heutigen Teleskopen beobachtbare Bereich des Weltalls enthält viele Milliarden Galaxien. Jede dieser Galaxien wiederum besteht aus bis zu 100 Milliarden Fixsternen.

Alle Galaxien treiben fluchtartig von einer fort mit Geschwindigkeiten, die um so größer sind je weiter sie voneinander entfernt sind. Die größte vor kurzem gemessene Fluchtgeschwindigkeit beträgt 275 000 km/s.

Die größten Rotverschiebungen findet man bei Quasaren, die man noch aus Entfernungen von 10 Milliarden Lichtjahren beobachten kann, weil sie so extrem hell sind. Wir vermuten heute, daß Quasare im Schwerkraftstrudel in den Zentren von großen Galaxien entstehen können. Quasare können die Helligkeit einer großen Galaxie um das bis zu tausendfache übertreffen.

Nachdem der Rekord der Rotverschiebungen seit dem Jahre 1973 von dem Quasar OQ 172 gehalten wurde mit einer Rotverschiebung von 3,53 entsprechend einer Fluchtgeschwindigkeit von 91 % der Lichtgeschwindigkeit (272 000 km/s, bezogen auf einen Raum mit euklidischer Metrik), gelang es 1982 (Astrophysical Journal vom 15. September 1982) einer Astronomengruppe in Australien am Rande des Sternbildes Sagittarius einen Quasar zu finden mit einer Rotverschiebung von 3,78 entsprechend 0,92 c (275 000 km/s). Er trägt die Bezeichnung PKS 2000–330. Seine gegenwärtige Entfernung können wir zu rund 10 Milliarden Lichtjahren angeben (Bild 1).

Genau wie die Materie sich im expandierenden Weltall ausgebreitet und damit verdünnt hat, muß sich auch die Strahlung des Feuerballs mit der Expansion des Raumes ausgebreitet haben. Die mögliche Existenz einer heute noch zu beobachtenden Reststrahlung des Urblitzes hatte bereits 1948 der aus Rußland stammende amerikanische Physiker George Gamov postuliert. Er hatte abgeschätzt, daß die

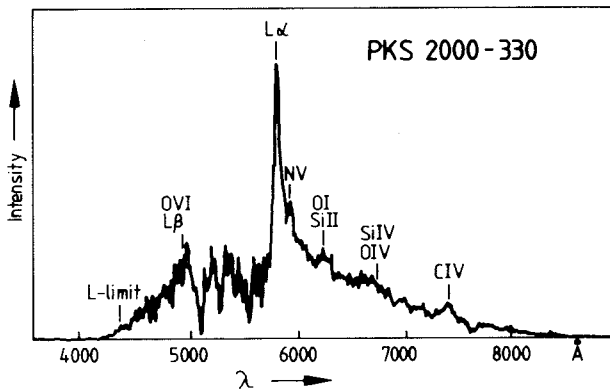


Bild 1: Spektrum des Quasars PKS 2000-330 mit der größten gemessenen Rotverschiebung. Die Laborwellenlänge der Wasserstofflinie Lyman alpha ist 121,6 nm (1216 Å), die der Kohlenstofflinie CIV ist 154,9 (1549 Å)

heutige Temperatur des Strahlungskosmos im Bereich von 3 bis 10 K liegen sollte. Leider hatte damals diese Voraussage keine Beachtung durch die Radioastronomen gefunden. Allerdings gab es in den fünfziger Jahren auch noch nicht die empfangstechnischen Voraussetzungen für ihren Nachweis. Erforderlich waren hochempfindliche Empfänger im cm-Wellenbereich mit möglichst geringem Eigenrauschen.

So kam es erst 1965 zur Zufallsentdeckung der Rest- oder Hintergrundstrahlung, als Arno Penzias und Robert Wilson (Bell Telephone Laboratories) bei der Untersuchung des Rauschuntergrunds ihrer großen Hornantenne für Kommunikations-Satelliten vom Echo-Typ auf einen isotropen kosmischen Strahlungsanteil stießen, der einer Temperatur des Kosmos von 3 K entspricht.

In den folgenden Jahren ergab sich auch im mm-Wellenbereich der entsprechende Befund. Das Spektrum entspricht einer Planckschen Strahlungskurve für 3 K. Darüber hinaus war die hohe Isotropie der Strahlung ein weiterer wesentlicher Punkt in der Beweiskette, daß es sich um die Reststrahlung des Urknalls handeln muß (Bild 2).

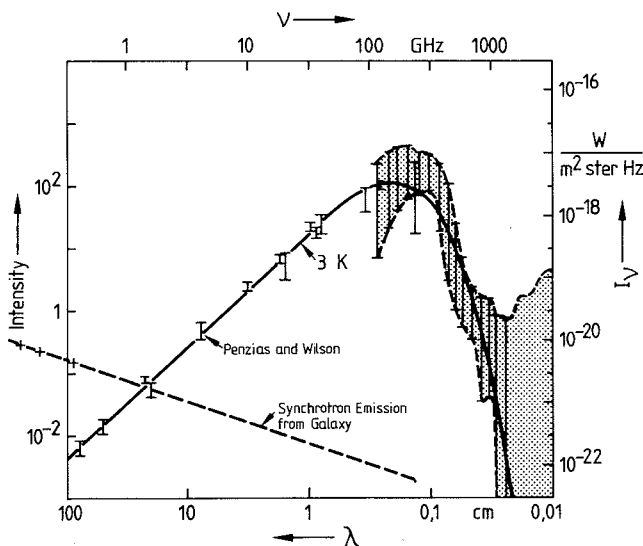


Bild 2: Spektrum der 3-K-Strahlung

Die Reststrahlung dominiert das Spektrum im Bereich der Zentimeter- und Millimeter-Wellenlängen, während die Synchrotronstrahlung aus unserer Galaxis im Meterwellenbereich überwiegt. Die Intensität der Strahlung wird in W/m^2 Antennenfläche, pro Hz Bandbreite und pro Raumwinkel 1 gemessen (rechte Ordinate). Die linke Ordinate gibt die Intensität in relativen Einheiten, bezogen auf das Maximum der Planckkurve = 100.

Die heutige Energiedichte der Strahlung ergibt sich zu $0,4 \text{ eV/cm}^3$. Das entspricht einem Masse-Äquivalent von 10^{-33} g/cm^3 . Dieser heutige Wert ist also tausendmal kleiner als die mittlere Materiedichte, die wir vor zu 10^{-30} g/cm^3 gefunden hatten.

Dies war aber nicht immer so, weil sich das Verhältnis der Dichte mit der Expansion des Kosmos verändert. Der Grund liegt darin, daß sich die Materiedichte volumenproportional verändert, also mit R^{-3} variiert.

Für die Strahlung kommt noch hinzu, daß die Energie der Photonen durch die Rotverschiebung mit dem 'Weltradius' abnimmt. Daher variiert die Energiedichte der Strahlung mit R^{-4} . Die mittlere Energie der Photonen der Reststrahlung ist heute nur noch etwa 10^{-3} eV . Jeder Kubikzentimeter enthält heute noch etwa 400 Photonen aus dem Urblitz.

Betrachtet man das Schicksal der Photonen in der Hintergrundstrahlung und das Schicksal der Baryonen (Nukleonen) näher, so ergibt sich, daß ihr Zahlenverhältnis

$$\frac{6 \cdot 10^{-7}}{400} \approx \frac{1}{7 \cdot 10^8}$$

praktisch seit dem Ausfrieren der Baryonen konstant geblieben sein muß. Eine vollständige Kosmologie des Urknalls muß auch eine Erklärung für dieses Zahlenverhältnis von etwa $1 : 10^9$ liefern.

Weltmodelle

Wenn man das zeitliche Verhalten der Zustandsgrößen des Kosmos anhand der Einsteinschen Feldgleichungen und mit den Randbedingungen der vorstehenden Beobachtungsfunde untersucht (für eine homogene, isotrope Massenverteilung und ohne „künstliche“ Zulassung einer von Null verschiedenen kosmologischen Konstante), erhält man für den Skalenfaktor $R(t)$ (Weltradius) und für die Dichte $\rho(t)$ charakteristische Zeitabhängigkeiten, die wir als Weltmodelle bezeichnen.

Als Skalenfaktor $R(t)$ wollen wir die Entfernung zum Quasar „PKS 2000“ als „anschauliche“ Größe nehmen. Ihren heutigen Wert wollen wir als R_0 bezeichnen, entsprechend etwa 10 Milliarden Lichtjahren (Bild 3).

Der Verlauf der Expansion kann in der Zukunft unter stets weiterer Verdünnung der mittleren Materiedichte fortschreiten. Allerdings ist auch der Fall möglich, daß die Expansion in ferner Zukunft zum Stillstand kommt und in Kontraktion umschlägt. Welcher Fall in der Natur realisiert ist, hängt von der rücktreibenden Kraft der Gravitation der Materie ab, also von der mittleren Materiedichte. Ihr Wert ist – vor allem auch wegen der unsichtbaren Materie – nicht genau genug bekannt, um eine Entscheidung zwischen den verschiedenen Verlaufsformen der Expansion treffen zu können (Parameter q_0). Die vorliegenden Messungen favorisieren den Bereich $0 < q_0 \leq 0,5$ mit ständig fortdauernder Expansion des Kosmos. Für Parameterwerte $q_0 > 0,5$ kehrt die Expansion später in Kontraktion um.

Verfolgen wir die Expansion rückwärts in der Zeit, nähert sich der Skalenfaktor R dem Wert 0 zu einem Zeitpunkt, der etwa 10 bis 20 Milliarden Jahre zurückliegt. Zugleich ergibt sich daraus, daß sich damals der Kosmos in einem überdichten Zustand befunden haben muß.

Der Verlauf der Materiedichte und der Energiedichte der Strahlung (ausgedrückt in „Äquivalentmasse“) ist in Bild 4 dargestellt als Funktion des Skalenfaktors R . Er ist hier in Einheiten des heutigen Wertes R_0 gegeben, den wir der Anschaulichkeit halber mit dem jetzigen Abstand des Quasars „PKS 2000“ identifiziert haben.

Die zugehörige Strahlungstemperatur T_s des Kosmos ist gleichfalls in der Abszisse angegeben. Die ungefähre Zeitskala (in Sekunden) findet man in der oberen Abszisse. Die Paar-Vernichtung der Protonen und Antiprotonen setzt ein, wenn die Temperatur unter 10^{13} K abgesunken ist, die Paar-Vernichtung der Elektronen und Positronen bei Temperaturen um 10^{10} K.

Ausgehend von den heutigen Werten für die Materiedichte ($\rho_{M0} = 10^{-30}$ g/cm³) und die Strahlungsenergiedichte ($\rho_{S0} = 10^{-33}$ g/cm³) rechts unten in der Abbildung, können wir den Materiedichte-Verlauf (fette Kurve) und den Verlauf der Strahlungsenergie-Dichte (dünne Linie) in die Vergangenheit zurückverfolgen. Das führt auf den ganz frühen Zustand, bei dem die mittlere Energie der Photonen weit oberhalb des GeV-Bereiches lag. Dadurch waren sie in der Lage Elementarteilchen zu erzeugen (zum Beispiel Protonen-Antiprotonen-Paare). In diesem Zustand waren die Energiedichten der Strahlung und der Materie im thermischen Gleichgewicht.

In dieser Frühphase müssen alle Sorten von Elementarteilchen entstanden sein, die wir aus unseren Hochenergielaboratorien kennen und möglicherweise noch weitere, die wir bis heute noch nicht künstlich erzeugen können. Die allermeisten dieser Elementarteilchen zerfallen ungeheuer schnell wieder. Deshalb brauchen wir uns hier nur um die zu kümmern, die zum Schluß als stabile Teilchen übriggeblieben sind. Das sind in erster Linie die Nukleonen, die Protonen und die Neutronen in den Atomkernen. Aus Protonen und Neutronen besteht 99,95 % der Masse der Atome im gesamten Weltall.

Neutronen sind allerdings nur im Verband eines Atomkerns stabil. Ein freies Neutron zerfällt spontan nach 10 Minuten. Es wandelt sich um in ein Proton, ein Elektron und ein Anti-Neutrino auf Grund der sogenannten schwachen Wechselwirkung. Befindet sich ein Neutron im Verband eines Atomkerns, kann es nicht leicht hin zerfallen. Die atomaren Kernkräfte – die Bindungskräfte der starken Wechselwirkung – verhindern den Zerfall.

In der Frühphase des Urknalls, im Feuerball des Urblitzes, gab es noch keine Atomkerne. Wir müssen daher die Entwicklung der Elementarteilchen studieren.

Das Proton ist das einzige stabile Teilchen aus der Klasse der Baryonen. Die Lebensdauer des Protons ist unendlich groß. So haben wir es aus unseren Physik-Lehrbüchern gelernt. Aber wie sicher ist diese Aussage?

Im Jahre 1967 hat der russische Physiker (und Friedens-Nobelpreisträger (1975)) Andrei Sacharow erstmals ernsthaft die Möglichkeit einer nicht-unendlich großen Lebensdauer für das Proton prognostiziert. Diese Prognose hat in aller-letzter Zeit im Rahmen der neuen „Einheitlichen Feld-theorien“ eine besonders aktuelle Bedeutung gewonnen. Natürlich ist die Lebensdauer des Protons in jedem Falle ungeheuer groß.

Die ersten, noch ganz provisorischen Messungen finden eine Protonenlebensdauer von über 10^{30} Jahren, eine riesig große Zeit, in Übereinstimmung mit den Vorhersagen der neuen Theorien.

Wie auch immer die kommenden Experimente der Hochenergie-Physiker ausgehen werden, ob sich die nicht-unendliche Lebensdauer des Protons bestätigt oder nicht, in jedem Falle stehen uns aufregende Fortschritte in unserer Natur-Erkenntnis bevor. Auch für die Kosmologie des Urblitzes sind die neuen Entwicklungen der Elementarteilchen-Physik von entscheidender Bedeutung.

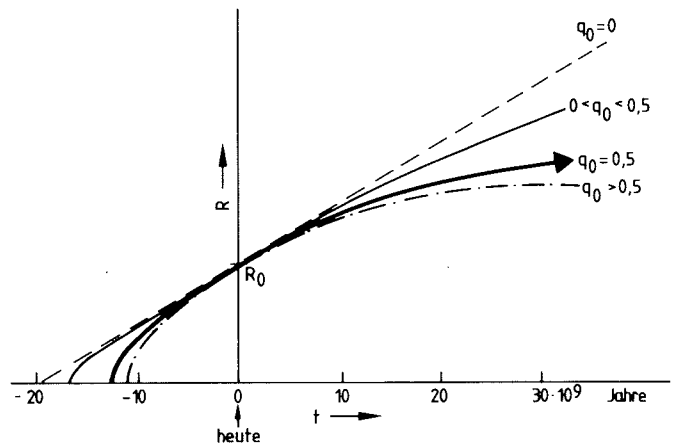


Bild 3: Verlauf des Skalenfaktors $R(t)$ in Vergangenheit und Zukunft

Der Urblitz: Wo blieb die Antimaterie?

Die Frühphase des Urknalls wurde als Urblitz bezeichnet. Er soll den Zeitraum bezeichnen, bei dem die Energie der Photonen noch groß genug war, um Protonen-Antiprotonen-Paare zu erzeugen (bei Temperaturen oberhalb 10^{13} K und einem 'Weltradius' von weniger als 1/100 Lichtjahr) und um Elektronen-Positronen-Paare zu erzeugen (bei Temperaturen oberhalb von etwa 10^{10} K und einem 'Weltradius' von etwa 10 Lichtjahren (s. Bild 4)).

Bei allen physikalischen Elementarprozessen, bei denen Energie in Materie umgewandelt wird, entsteht stets Materie und Antimaterie zu genau gleichen Teilen. Wenn zum Beispiel in unseren großen physikalischen Laboratorien, in den großen Teilchenbeschleunigern ein sehr schnelles Proton auf ein anderes Proton trifft, kann ein Teil seiner kinetischen Energie umgewandelt werden in Materie. Es entstehen zusätzlich zwei neue Teilchen, nämlich zum Beispiel ein Proton und ein Antiproton.

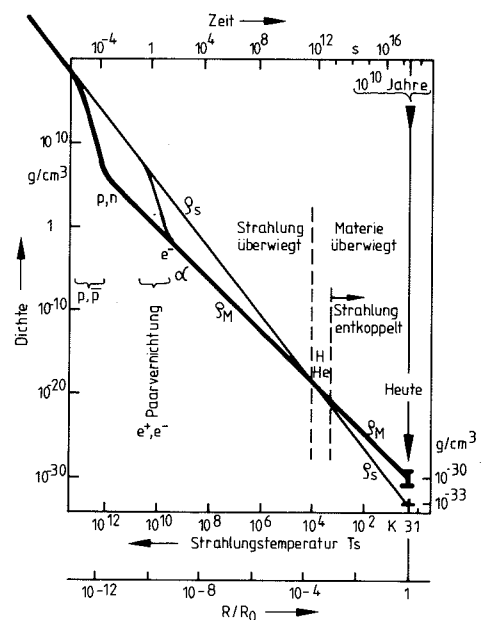


Bild 4: Verlauf der Dichte der Materie und der Strahlung vom Urknall bis heute als Funktion des Skalenfaktors $R(t)$

Ein Proton, der Kern eines Wasserstoffatoms, kann nur dann neu entstehen, wenn gleichzeitig ein Antiproton erzeugt wird.

Ein Antiproton besitzt eine negative elektrische Ladung im Gegensatz zum Proton, das eine positive elektrische Ladung hat. Ansonsten sind Protonen und Antiprotonen völlig gleich. Sie haben die gleiche Masse und den gleichen Radius.

Warum aber gibt es im beobachtbaren Weltall keine Antiprotonen, keine Antimaterie überhaupt? Diese Feststellung gilt mit Sicherheit zumindest für den uns durch astronomische Beobachtung näher zugänglichen Bereich unseres Sternsystems und für den Raum der großen Nachbargalaxien.

Von den wenigen Antiprotonen, die heutzutage noch sekundär im Weltall entstehen, können wir hier absehen. Sie entstehen gelegentlich, wenn energiereiche Teilchen der kosmischen Strahlung auf die gleiche Weise wie in unseren Laboratorien mit dem interstellaren Gas kollidieren. Diese sekundären Antiprotonen zerstrahlen sowieso nach relativ kurzer Zeit durch Stöße mit anderen Protonen.

Wo aber ist die gesamte Antimaterie geblieben, die nach unserer heutigen Kenntnis in der ganz frühen Anfangsphase des Universums entstanden sein muß? Es sollte ja genauso viel Antimaterie wie Materie entstanden sein!

Wenn andererseits ein Proton und ein Antiproton einander nahekommen, zerstrahlen sie in Gamma-Blitze. Übrig bleibt letztlich dann nur Strahlung in einem materielosen Kosmos. Offensichtlich ist uns diese letzte Konsequenz erspart geblieben. Sonst gäbe es keine Sonne, Mond und Sterne und uns selbst erst recht nicht.

Die Frage nach dem Verbleib der Antimaterie ist von fundamentaler Bedeutung für die heutige Kosmologie. Seit einiger Zeit zeichnet sich die Möglichkeit ab, daß wir diese Frage – vielleicht bald endgültig – beantworten können.

Im Prinzip könnte man zwei Möglichkeiten diskutieren:

Erste Möglichkeit: Wir gehen davon aus, daß genau so viele Antiprotonen entstanden sind wie Protonen. Durch einen rätselhaften, noch zu postulierenden Mechanismus kam es zur großräumigen Trennung der Protonen und Antiprotonen. Danach wären zwei weit voneinander getrennte Welten entstanden. In der einen besteht die Materie aus Protonen und Elektronen, in der anderen Welt aus Antiprotonen und Positronen. In beiden Welten wären Sterne und Galaxien entstanden. Aus ihren Spektren könnte man nicht entscheiden, ob sie aus Materie oder Antimaterie bestehen.

Obwohl diese Möglichkeit noch gelegentlich diskutiert wird, ist sie doch weitgehend aufgegeben worden. Man sieht keine Möglichkeit, den rätselhaften Trennungsmechanismus zu verstehen, der Materie von Antimaterie großräumig trennen kann. Alle Versuche, einen solchen Mechanismus zu finden, sind letztlich fehlgeschlagen.

Zweite Möglichkeit: Wiederum gehen wir davon aus, daß Materie und Antimaterie im Urblitz in großen Mengen mit gleicher Häufigkeit entstanden sind. Immer, wenn ein Materieteilchen einem Antimaterieteilchen nahe kam, haben sie sich durch Zerstrahlung vernichtet.

Die Phase des Urblitzes war eine Orgie des paarweisen Selbstmordes der Teilchen und Antiteilchen. Solange die Temperatur im Urblitz noch oberhalb von 10^{13} K lag, war das nicht weiter schlimm, weil sich aus der energiereichen Strahlung sofort wieder ein neues Paar von Proton und Antiproton bildete, wenn immer eines durch Zerstrahlung endete. Selbstmord und Neuentstehung waren im thermodynamischen Gleichgewicht.

Als aber mit der Expansion des Raumes die Temperatur unter die kritische Grenze von 10^{13} K sank, hörte die Neuentstehung auf, aber die Selbstmordorgie der Zerstrahlung blieb. Was aber hat die materielle Welt vor dem völligen Zerstrah-

lungstod bewahrt? Offensichtlich ist die normale Materie übriggeblieben, aus der die Sterne und Galaxien und wir selbst bestehen.

Albert Einstein hatte schon vor dreißig Jahren eine mehr scherzhafte Antwort parat, die aber in die richtige Richtung zielte. (Diese Intuition ist es ja, die den genialen Wissenschaftler ausmacht.) Einstein pflegte auf die Frage nach dem Verbleib der Antimaterie zu antworten: „Das Elektron und das Proton haben gewonnen“. Das heißt, das Antiproton und das zugehörige Positron haben verloren.

Natürlich ist diese Antwort unbefriedigend, solange nicht beantwortet ist, warum und wie das Proton gewonnen hat. Der Schlüssel zu der Frage, wo die Antimaterie geblieben ist und warum das Proton überlebt hat, warum unsere heutige Materiewelt existiert, liegt in den Fortschritten der Elementarteilchen-Physik, in den neuen „Einheitlichen Feldtheorien“.

Diese neuen Theorien versuchen, die innersten Strukturen der Elementarteilchen aufzuklären und die verschiedenen Arten der Wechselwirkungskräfte in einer gemeinsamen einheitlichen Theorie zu vereinigen. Sie versuchen eine Brücke zu schlagen von der elektromagnetischen Wechselwirkung zwischen den Atomen, die zur Aussendung von „Licht“ also von Photonen führt, bis hin zur starken Wechselwirkung im Atomkern bzw. bis zu der extrem starken Wechselwirkung zwischen den Quarks, aus denen die Protonen und die Neutronen aufgebaut sind.

Es hat sich in den letzten Jahren gezeigt, daß Protonen und Neutronen gar keine Elementarteilchen sind im engeren Sinne des Wortes. Sie sind aus noch kleineren Teilchen zusammengesetzt, die den Namen Quarks erhalten haben. Jedes Proton und jedes Neutron besteht aus drei Quarks, zwischen denen eine sehr feste Bindung besteht.

Die starken Kräfte, die die Atomkerne zusammenhalten, sind nach neuesten Erkenntnissen sozusagen nur ein Nebenprodukt der extrem starken Bindungskräfte zwischen den Quarks.

Die neuen, heute heftig diskutierten Theorien versuchen alle, die „große Vereinigung“ zwischen den verschiedenen Wechselwirkungskräften herzustellen. Sie werden unterschieden nach bestimmten Symmetrieeigenschaften der Natur. Eine der einfachsten ist die SU(5) Theorie von Howard Georgi und Sheldon Glashow (Nobelpreis 1979).

Die SU(5) Theorie erfordert die Existenz eines neuen, ganz exotischen Teilchens. Es wurde X-Boson genannt. Es muß eine für (Binde-) Elementarteilchen unerhört große Energie von 10^{24} eV besitzen. Seine wichtigste Eigenschaft ist, daß es die Umwandlung von Quarks in Elektronen und von Quarks in Antiquarks vermitteln kann.

Werner Heisenberg (gestorben 1976) war bis zu seinem Tode davon überzeugt, daß es keine freien Quarks geben könnte. Hier könnte er recht behalten, wenn es den Quarks verwehrt bleibt aus der sogenannten „Confinement“-Hülle des Protons als freie Partikel austreten zu können.

Das Austreten von Partikeln aus der Protonenhülle kann aber vorkommen beim Zerfall des Protons, wenn im Innern des Protons zwei u-Quarks zusammenstoßen und sich in ein X-Boson verwandeln. Dieses zerfällt normalerweise sofort wieder in 2 u-Quarks, und alles bleibt beim alten innerhalb der Protonenhülle (Bild 5).

Aber in ganz seltenen Fällen kann das X-Boson in ein Positron und ein Anti-d-Quark zerfallen. Dann zerfällt auch das Proton. Das Positron wird frei. Das Anti-d-Quark vereinigt sich mit dem d-Quark des Protons und bildet ein π^0 -Meson, das seinerseits sehr schnell in zwei γ -Strahlen zerfällt.

Bei diesem Prozeß hatten sich über die Zwischenstufe des X-Bosons zwei schwere u-Quarks in ein Positron (also ein leichtes Teilchen) und ein Anti-d-Quark verwandelt. Analog kann ein Antiproton zerfallen. Es enthält zwei Anti-u-Quarks und ein Anti-d-Quark. Hier können sich die beiden schweren Anti-u-Quarks über ein X-Boson in ein Elektron (also wiederum ein leichtes Teilchen) und in ein d-Quark verwandeln. Zerfallsprodukte des Anti-Protons sind ein Elektron und zwei γ -Strahlen. Letztere entstehen genau wie beim Zerfall des „normalen“ Protons aus der Zerstrahlung der Kombination von d-Quark und Anti-d-Quark.

Es ist das X-Boson und sein zugehöriges Anti-X-Boson, das die Symmetrie zwischen Materie und Antimaterie stören kann. Ein Effekt, dem wir die Existenz unserer Welt und unsere eigene Existenz verdanken. Die Zukunft wird zeigen müssen, ob sich die neuen Theorien beweisen lassen.

Leider besteht überhaupt keine Hoffnung, ein X-Teilchen mit seiner Energie von 10^{24} eV in physikalischen Beschleunigern hier auf der Erde künstlich zu erzeugen und dann zu untersuchen.

Aber es gibt eine Möglichkeit, die Existenz des hypothetischen X-Bosons mit hinreichender Wahrscheinlichkeit nachzuweisen. Sie liegt in ihrer von der Theorie zwingend geforderten Eigenschaft, Quarks in Elektronen oder in Anti-quarks umwandeln zu können. Eine wichtige Folge dieser Eigenschaft wäre nämlich, daß die Lebensdauer des Protons nicht unendlich groß sein darf. Daher wird die Messung der Lebensdauer des Protons zum entscheidenden Experiment für die großen Theorien.

Lebensdauer des Protons

Wir haben gesehen, wie wichtig die Bestimmung der Lebensdauer des Protons für die Theorie ist. Wie aber steht es mit den Messungen der Lebensdauer des Protons?

Natürlich kann kein Zweifel daran bestehen, daß die Lebensdauer der Protonen ungeheuer groß ist. Aber eben die Frage nach diesem „ungeheuer groß“ ist entscheidend für die neuen Theorien der Elementarteilchen und damit auch für die Kosmologie des Urknalls.

Allein schon aus der Tatsache, daß wir Menschen existieren und hundert Jahre alt werden können, folgt, daß die Zerfallszeit der Protonen größer sein muß als 10^{16} a.

Im Körper eines erwachsenen Menschen sind etwa $2 \cdot 10^{28}$ Protonen. Wäre nun die Zerfallszeit der Protonen wesentlich kleiner als 10^{16} a, würde eine Strahlenbelastung im Innern unseres Körpers aus diesen zerfallenden Protonen entstehen, die für Lebewesen tödlich ist. Das ist aber offensichtlich nicht der Fall.

Aus physikalischen Experimenten wissen wir heute schon, daß die Lebensdauer der Protonen größer sein muß als 10^{29} a. Der Zerfall eines einzelnen Protons ist sicherlich das bei weitem seltenste Ereignis in der Natur. Doch warum ist dieses „so seltene“ Ereignis so wichtig? Es ist so wichtig, weil es so viele Protonen im Weltall gibt und weil ihr möglicher Zerfall uns einen tiefen Einblick erlaubt in die Natur der Materie.

Die entscheidenden Theorien aber, die uns eine logische Antwort geben können nach dem Verschwinden der Antimaterie aus den Urknallmaterien, sagen eine Lebensdauer für das Proton von etwa 10^{31} a voraus. Nach diesen Theorien sollte die Zahl irgendwo zwischen 10^{30} und 10^{32} a liegen. Wenn es gelingt, die Lebensdauer der Protonen experimentell in diesem von der Theorie geforderten Zeitraum nachzuweisen, würde das nicht nur für die Physik sondern auch für die Kosmologie einen revolutionären Fortschritt bedeuten.

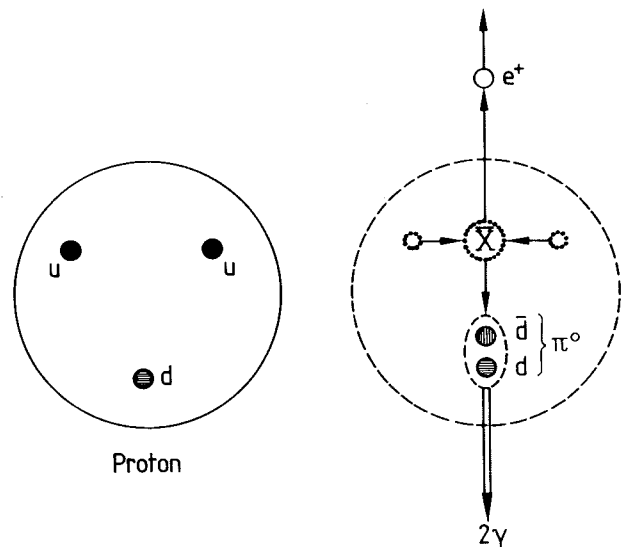


Bild 5: Hypothese des Protonenzerfalls:

Links: Proton bestehend aus zwei Up-Quarks (u) mit einer Ladung von je $(+2/3)$ Elementarladungen und einem Down-Quark (d) mit der Ladung $(-1/3)$. Rechts: Möglicher Zerfall des Protons über ein \bar{X} -Boson, das in ein Positron und ein Anti-Down-Quark zerfallen kann. Letzteres kombiniert mit dem Down-Quark und bildet ein π^0 -Meson, das in zwei Gamma-Strahlen zerfällt

An zehn verschiedenen Laboratorien in der ganzen Welt sind zur Zeit große Experimente in Vorbereitung, die die Lebensdauer der Protonen messen sollen.

So haben beispielsweise indische und japanische Physiker in einer alten Goldmine bei Bangalore in Indien in 2300 m Tiefe einen „Detektor“ aufgebaut, der aus 140 t Eisen besteht und 10^{32} Nukleonen enthält. Bis zum Mai 1981 hatte das Wissenschaftlerteam in Indien 230 elementare Ereignisse registriert, von denen möglicherweise drei nur durch Protonenzerfall erklärt werden können. Die Ankündigung der ersten Messungen kam im Mai 1981 rechtzeitig zum 60. Geburtstag von Andrei Sacharow. Wenn sich dieser Befund bestätigt, würde eine Protonen-Lebensdauer von 10^{30} bis 10^{31} Jahren resultieren. Das würde eine großartige Stütze für die neuen Großen Theorien der Elementarteilchen sein. Inzwischen (Herbst 1982) glaubt man sechs Protonenzerfälle nachgewiesen zu haben. Hier bahnt sich ein interessanter Wettlauf zwischen den verschiedenen Gruppen an. Bei dem europäischen Experiment im Montblanc-Tunnel hat man seit Juni 1982 ein Ereignis beobachtet, das als Protonenzerfall gedeutet werden kann.

Die Bedeutung des X-Bosons für die Kosmologie

Die merkwürdigen Eigenschaften der X-Bosonen wurden zunächst als ein unschöner Mangel der Theorie angesehen, der die ganze Theorie infrage gestellt hat. Aber aus dem Mangel würde ein Triumph werden, wenn die Messungen der Lebensdauer des Protons den geforderten Wert von 10^{30} bis 10^{32} a ergeben sollten.

Für die Kosmologie erweist sich eine andere symmetriebrechende Eigenschaft des X-Bosons als ein Geschenk des Himmels – im wahrsten Sinne des Wortes. Nach der Theorie zerfallen das X-Boson und sein Anti-Teilchen nach extrem kurzer Lebensdauer in Quarks bzw. Antiquarks, aber auch ganz selten in Quark-Elektron-Kombinationen. Letztere wären für den Zerfall des Protons verantwortlich. Für die Zerfallsraten der X- und Anti-X-Bosonen ergibt sich eine

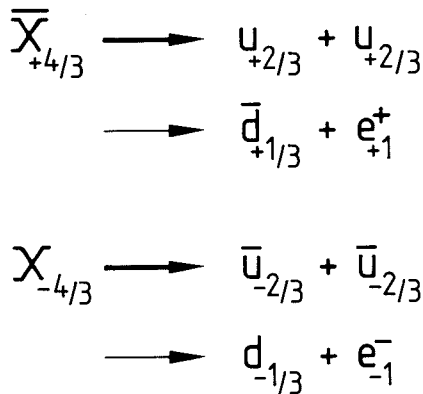


Bild 6: Zerfallsmoden des hypothetischen X-Bosons (Ladung $-4/3$) und des Anti-X-Bosons ($+4/3$) in zwei Up-Quarks (bzw. Anti-Up-Quarks) oder in ein Positron und ein Anti-Down-Quark bzw. in ein Elektron und ein Down-Quark

winzige Differenz, die die normalen Quarks bevorzugt. Diesem winzigen Unterschied verdanken wir möglicherweise unsere Existenz (Bild 6).

X-Bosonen kann man zwar im Laboratorium nicht künstlich erzeugen, aber in der allerersten Phase des Urblitzes, 10^{-35} s nach dem Schöpfungsakt, waren die Temperaturen nach unseren derzeitigen Vorstellungen so hoch (oberhalb von 10^{28} K), daß X- und Anti-X-Bosonen in großer Zahl entstanden sein müßten. Nach dem Absinken der Temperatur unter 10^{28} K hatte das Anti-X-Boson dann die um ein winziges bessere Chance normale Materie zu erzeugen. Zu dieser frühen Zeit im Urknall wurde vermutlich bereits die Weiche gestellt, warum letztlich das Proton gewonnen hat.

Aber was war der Preis, den das Proton für seinen Sieg zahlen mußte? Die winzige Unsymmetrie beim Zerfall der

X-Teilchen bewirkte, daß zur Zeit der paarweisen Zerstrahlungsorgie der Protonen und Antiprotonen ein winziger Überschuß von Protonen vorhanden war. Auf jede Milliarde Antiprotonen kam eine Milliarde und ein Proton.

Es ist dies eine Proton pro Milliarde Teilchen, das die paarweise Vernichtung überlebt hat. Das bringt uns zu der bedrückenden Erkenntnis, daß die heutige Materie im Weltall nur ein winziger Rest ist von dem, was im Urknall zur Verfügung stand. Das heutige Weltall ist nur noch ein Dreckeffekt des Urknalls. Welch eine gigantische Verschwendung, möchte man denken.

Das Zahlenverhältnis des Überschusses von $1:10^9$ bei der Zerstrahlungsorgie kann man aus astronomischen Messungen erhalten. Es ist nämlich das heutige Zahlenverhältnis zwischen den Teilchenzahlen der Materie und der Reststrahlung aus dem Urknall. Es ist das Verhältnis der Zahl der Nukleonen im Kosmos zur Zahl der Photonen in der Reststrahlung. Letztere kann man sehr gut messen. Wie wir eingangs gesehen haben, enthält die Reststrahlung etwa 400 Photonen in jedem Kubikzentimeter. Die Zahl der Nukleonen hatten wir aus der mittleren Materiedichte abgeleitet zu $6 \cdot 10^{-7}$ Nukleonen/cm³.

Das Verhältnis dieser beiden Zahlen lieferte uns dann etwa $1:10^9$. Das Nukleonen-Photonen-Verhältnis bleibt im Kosmos nach der Urknallphase praktisch erhalten. Daher kann man es auch aus heutigen astronomischen Messungen erhalten.

Aber nur durch die gigantische „Verschwendung“ im Urknall konnte die Welt so werden, wie sie heute ist. Ohne diese Energieverschwendung würde es uns nicht geben. Wir stehen betroffen vor diesem großartigen Geschehen des Schöpfungsaktes, den wir in der Sprache der Physik Urknall nennen. Es zeigt uns gleichzeitig unsere eigene Winzigkeit und die Zerbrechlichkeit der gesamten Existenz der Menschheit. Zugleich aber sollte es uns mit einer dankbaren Bewunderung erfüllen, daß unser Geist in der Lage ist, so weit in das kosmische Geschehen hineinzusehen.

Einführung in das Fachgespräch

Von O. Kellermann ¹⁾

Seit nunmehr 25 Jahren bemühen sich die GRS, ihre Gesellschafterorganisationen und Mitarbeiter um die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen in unserem Lande. In dieser Zeit hat es Höhen und Tiefen in unserer Arbeit gegeben, fachliche Anerkennung im In- und Ausland, aber auch heftige Diskussionen mit Gegnern unserer Arbeit. In Einzelfällen ist es sogar bis zur persönlichen Gefährdung unserer Mitarbeiter gekommen.

Es ist zu hoffen, daß diese Phase der emotional geladenen Auseinandersetzung vorüber ist und daß wir wieder zu sachbezogener Arbeit zurückfinden.

¹⁾ Dipl.-Ing. Otto Kellermann ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Zwei Anzeichen ermutigen zu dieser Hoffnung:

- das positive Votum der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergiepolitik“ des Deutschen Bundestages zum SNR-300, welches mit erfreulicher Mehrheit abgegeben wurde;
- das Urteil des Verwaltungsgerichtshofes Mannheim in Sachen Wyhl, insbesondere die umfassende, gründliche und erstaunlich sachkundige Analyse der Richter in der Urteilsbegründung. Die Urteilsfindung anderer Verwaltungsgerichte wird dadurch sicher erleichtert werden.

Es folgt nun eine kurze Erläuterung des diesjährigen Fachgesprächs.

Den Sinn von Risikountersuchungen sehen wir im wesentlichen in vier Zielen:

- Informationen vermitteln über Wahrscheinlichkeiten und Auswirkungen von Störfällen jenseits des Auslegungstörfalles;
- die Schutzwirkung von Sicherheitseinrichtungen außerhalb der Auslegungsgrenzen analysieren;
- Unterstützung und Ergänzung der deterministischen Betrachtungsweise, die den Genehmigungsverfahren zugrunde liegt; ein Ersatz dieser Betrachtungsweise ist derzeit nicht notwendig und nicht möglich;
- langfristig Sicherheitsziele quantifizieren (Safety Goals); sie können uns nach einigen Jahren zu einer quantitativen Beurteilung der Risiken großtechnischer Anlagen bei allen betrieblichen, Störfall- und Unfalleinwirkungen auf die Umgebung führen.

Wir wollen zunächst über unsere Arbeiten an der risikoorientierten Analyse des SNR-300 berichten. Sie war wichtige Grundlage für die Beratungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergiepolitik“ des Deutschen Bundestages.

Die wesentliche Zielsetzung der risikoorientierten Analyse für den SNR-300 bestand darin, eine vergleichende Sicherheitsbetrachtung zwischen SNR-300 und dem Druckwasserreaktor (Typ Biblis B) zu ermöglichen. Auch unter Berücksichtigung der geringeren Aussagesicherheit der SNR-300-Analyse kann festgestellt werden, daß beim SNR-300 sowohl die Häufigkeit schwerer Unfälle als auch das Schadensausmaß bei solchen Unfällen geringer sein wird als sie in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Phase A für Druckwasserreaktoren angegeben sind.

Das günstige Abschneiden des SNR-300 bei diesem Risikovergleich läßt sich durch folgende Umstände erklären:

- Aufgrund des niedrigen Betriebsdrucks im Kühlsystem, des großen Abstands zwischen Betriebstemperatur und Siedetemperatur des Kühlmittels und des „Cavity-Konzepts“ ist nur ein begrenzter Kühlmittelverlust denkbar.
- Das hohe Wärmespeichervermögen und die guten Wärmeübertragungseigenschaften des Kühlmittels ermöglichen eine Nachwärmeabfuhr ohne aktive Komponenten.
- Die Tankeinbauten sind so gestaltet, daß auch der geschmolzene Kern gekühlt werden kann und ein Durchschmelzen des Reaktortanks verhindert wird.
- Ein Doppelcontainment, mit Leckagerückführung und Containmentkühlung gewährleistet, daß auch nach Versagen des Reaktortanks das Radionuklidinventar zurückgehalten werden kann.

Im zweiten Teil sprechen wir über Sicherheitsziele und über neuere Arbeiten im Zusammenhang mit der Phase B der Risikostudie Kernkraftwerke. Die Phase B stellt eine Weiterentwicklung der Studien zum Druckwasserreaktor dar.

Die seit der Fertigstellung des Reports WASH 1400, der „Rasmussen-Studie“, weltweit durchgeführten Experimente und die gewonnenen Betriebserfahrungen ermöglichen es, konservative Annahmen zu revidieren. Hier sind auch die Erfahrungen von Harrisburg eingeschlossen. Es hat sich bestätigt, daß wir unsere Annahmen immer dann konservativ abgeschätzt haben, wenn der Wissensstand für den betrachteten Aspekt zu gering war.

Dies trifft für eine Vielzahl von Aspekten in der Phase A der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke zu. Diese Annahmen können in der Phase B durch Daten ersetzt werden, die auf zwischenzeitlich gewonnenen Versuchs- und Betriebsergebnissen bzw. verbesserten Rechenmodellen beruhen.

Aufgrund dieser Daten lassen sich zur Zeit folgende Feststellungen treffen:

Eine realistischere Störfallanalyse des Anlagenverhaltens (Best-Estimate-Rechnungen) und systemtechnische Verbesserungen führen dazu, daß die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen deutlich niedriger liegt, als in Phase A der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke angegeben.

Bei Kernschmelzunfällen wird der Sicherheitsbehälter frühestens nach drei bis vier Tagen versagen; in der Phase A wurde dieser Zeitraum mit einem Tag abgeschätzt. Durch das spätere Versagen des Sicherheitsbehälters werden verschiedene Ablagerungs- und Rückhalteprozesse für die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte wirksam, wodurch sich eine erhebliche Reduzierung der Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung ergibt und somit auch eine Reduzierung der Schadensfolgen.

Auch in der Beurteilung sehr schwerer Unfälle sind wichtige Fortschritte erzielt worden. So ist zum Beispiel die Möglichkeit einer frühen Aktivitätsfreisetzung infolge einer Dampfexplosion erheblich niedriger einzuschätzen als in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke angesetzt.

Schon heute kann man den Schluß ziehen, daß die Ergebnisse der Phase B die tatsächlichen Verhältnisse in der Tendenz weitaus realistischer beschreiben werden als dieses in der Phase A der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke möglich war.

Die bisher bei den Risikoermittlungen gewonnenen Erkenntnisse bestätigen das in Deutschland eingeführte Sicherheitskonzept und zeigen, daß der fortschreitende Kenntnisstand zur Reduzierung der ermittelten Risikowerte führt.

Überblick über Vorgehensweise und Ergebnisse der SNR-Studie

Von K. Köberlein, H. Schäfer und H. Spindler¹⁾

Kurzfassung

Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages hat im Juni 1980 empfohlen, eine „Risikoorientierte Analyse zum SNR-300“ durchzuführen, um einen pragmatischen Sicherheitsvergleich zwischen dem SNR-300 und einem modernen Druckwasserreaktor zu ermöglichen und so eine Grundlage für die anstehende politische Entscheidung über die Inbetriebnahme des SNR-300 zu liefern. Der Vortrag schildert Vorgehensweise und wesentliche Ergebnisse der Studie.

Im ersten Schritt der Analyse wurden sechs Gruppen von Ereignissen identifiziert, die eine Zerstörung des Reaktorkerns einleiten können („Einleitungsereignisse“). Diese Gruppen umfassen alle denkbaren Abläufe, die zur Zerstörung des Kerns führen könnten. Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Einleitungsereignisse wurden durch Zuverlässigkeitsanalysen ermittelt.

In der Unfallanalyse wurden mögliche Versagensarten des Reaktortanks untersucht. Dabei ist von Bedeutung, daß die Zerstörung des Kerns mit einer Freisetzung mechanischer Energie verbunden sein kann. Andererseits ist die Anlage gegen mechanische Energiefreisetzungen bis zu 370 MJ ausgelegt, auch ein geschmolzener Kern kann innerhalb des Reaktortanks gekühlt werden.

Für die Risikoanalyse war es erforderlich, die Eintrittswahrscheinlichkeit einer Energiefreisetzung oberhalb des Auslegungswertes zu quantifizieren. Um diese Quantifizierung auf eine möglichst breite Grundlage zu stellen, wurde eine internationale Expertenbefragung zu Phänomenen durchgeführt, die das Ausmaß der Freisetzung mechanischer Energie beeinflussen. Ausgehend von den Ergebnissen der Befragung wurden subjektive komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die Freisetzung mechanischer Energie ermittelt.

Im nächsten Schritt wurden bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten für verschiedene Versagensarten des Reaktortanks ermittelt. Tankversagen nach einer Kernzerstörung führt zur Freisetzung von Energie und radioaktiven Stoffen in das Containment. Solche Störfallabläufe wurden weiter verfolgt.

Für verschiedene Einleitungsereignisse, Tankversagensarten und Containmentzustände wurden detaillierte Berechnungen zum Radionuklidverhalten durchgeführt. Aufgrund dieser Rechnungen wurden fünf Freisetzungskategorien definiert.

Neben anlagenintern ausgelösten Unfallabläufen wurden mögliche Einwirkungen von außen untersucht. Die Auswirkungen von Flugzeugabsturz und Erdbeben wurden quantitativ analysiert. Unfallabläufe, die durch Erdbeben ausgelöst werden könnten, tragen etwa 50 % zur Häufigkeit der Freisetzungskategorie 1 bei, die zu den schwersten Freisetzungen führt.

Außer Unfallabläufen, die den Reaktorkern betreffen, wurden auch Aktivitätsfreisetzungen aus den Lagern für verbrauchte Brennelemente untersucht. Um die Aussagesicherheit der berechneten Einsatzhäufigkeiten zu quantifizieren, wurden für die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien Streubreiten abgeschätzt.

Ausgehend von den Freisetzungskategorien wurden Unfallfolgenrechnungen für den Standort Kalkar durchgeführt.

Obwohl die Streubreite der Unfallhäufigkeit, wie sie in der SNR-300 Studie abgeschätzt wurden, deutlich größer ist als in der DWR-Risikostudie, erlauben die Untersuchungen die Aussage, daß Häufigkeit und Konsequenzen schwerer Unfälle beim SNR-300 geringer sind als sie für den DWR ermittelt wurden.

Abstract

A fact-finding committee of the German Federal Parliament in July 1980 recommended to perform a "risk-oriented study" of the SNR-300, the German 300 MW fast breeder prototype reactor being under construction in Kalkar. The main aim of this study was to allow a comparative safety evaluation between the SNR-300 and a modern PWR, thus to prepare a basis for a political decision on the SNR-300. Methods and main results of the study are presented in this paper.

In the first step of the risk analysis six groups of accidents have been identified which may initiate core destruction. These groups comprise all conceivable courses, potentially leading to core destruction. By reliability analyses, expected frequency of each group has been calculated.

In the accident analysis potential failure modes of the reactor tank have been investigated. Core destruction may be accompanied by the release of significant amounts of mechanical energy. The primary coolant system of the SNR-300 is designed to withstand mechanical energy releases up to 370 MJ. Design features make it possible to cool the molten core inside the reactor tank.

For the probabilistic risk assessment it was necessary to arrive at a quantification of probabilities of energy release exceeding certain values. In order to get a basis for this quantification as broad as possible, an international expert questioning was conducted on phenomena influencing the release of mechanical energy after a core destruction. Incorporating the results of this action, subjective complementary probability distributions for release of mechanical energy have been obtained.

In the next step conditional probabilities for conceivable reactor tank failure modes have been analysed.

Tank failure after core destruction leads to release of energy and radioactive material into the containment system. Such accident sequences have been pursued further.

Based on a number of core destruction initiators and tank failure modes and various combinations of success and failure states of the containment systems, detailed calculations of different containment scenarios were carried out. From the results of the plant systems analysis, five release categories have been defined.

Besides accidents caused by internal initiating events, possible effects of external events have been investigated.

Effects of airplane crashes and earthquakes have been analysed quantitatively. Earthquakes contribute 50 percent to the expected frequency of the most severe release category 1.

¹⁾ Dr.-Ing. Klaus Köberlein, Dipl.-Ing. Hermann Schäfer und Dipl.-Ing. Heinz Spindler sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS.

Besides accident sequences in the reactor core, releases of radioactivity from the spent fuel storage pool have also been analysed.

In order to quantify the degree of uncertainty of the calculated frequencies, subjective probability distributions of fixed, but inaccurately known quantities have been propagated through the calculations.

Using the release categories as input, accident consequences were calculated for the site Kalkar.

Though the uncertainty bandwidths for the accident frequencies estimated in the SNR-300 analysis are much wider than for the PWR; the analysis indicates that frequencies of severe accidents, and consequences, are smaller for the SNR-300. Safety relevant design features of the SNR-300 explain this favourable outcome.

Auftrag

Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages hat in ihrem Bericht vom Juni 1980 – unter anderem – empfohlen, eine „risikoorientierte Analyse“ zum SNR-300 durchführen zu lassen. Aufgrund dieser Analyse sollte ein pragmatischer Sicherheitsvergleich zwischen dem SNR-300 und einem Leichtwasserreaktor moderner Bauart ermöglicht werden. Die Studie war kein Bestandteil des Genehmigungsverfahrens, sondern sollte die Grundlage für eine politische Entscheidung liefern.

Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) hat der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) den Auftrag zur Durchführung dieser Studie erteilt. Wesentliche Teile der Studie wurden gemeinsam mit Kollegen vom Kernforschungszentrum Karlsruhe erstellt, vor allem die Analysen von Kernzerstörungsunfällen und die Unfallfolgenrechnungen.

Im Unterauftrag der GRS oder in Zusammenarbeit mit der GRS war außerdem eine Reihe weiterer Institutionen und Personen an der Durchführung der Studie beteiligt. Zu nennen sind vor allem das Ingenieurbüro König & Heunisch, Frankfurt (Main), Professor Dr. Ahorner von der Erdbebenwarte der Universität Köln, das Ingenieurbüro Brenk, Aachen, der Rheinisch-Westfälische TÜV, Essen, das Ingenieurbüro Zerna, Schultz und Partner, Bochum sowie Science Applications Inc. (SAI), Palo Alto, USA. Im Zusammenhang mit der Analyse kernzerstörender Unfälle haben 18 Fachleute in- und ausländischer Institutionen anhand eines Fragebogens Expertenschätzungen zu wesentlichen Phänomenen des Unfallablaufs abgegeben.

An dieser Stelle sei allen gedankt, die an der Studie mitgearbeitet und ihre Durchführung unterstützt haben.

Der Bericht der Enquete-Kommission vom Juni 1980 enthält die Empfehlung, „Wissenschaftler mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter“ an der Studie zu beteiligen. Um dieser Empfehlung zu entsprechen, wurde Professor Benecke vom Max-Planck-Institut für Physik und Astrophysik als Leiter einer Gruppe von Wissenschaftlern, die dem Brüter ablehnend gegenüberstehen, mit Zusatzuntersuchungen zu ausgewählten Fragestellungen – parallel zur „GRS-Studie“ – beauftragt.

Es war nicht möglich, wie vom Auftraggeber gewünscht, einen gemeinsamen Bericht beider Gruppen zu erstellen, nicht zuletzt deshalb, weil die Beiträge der Parallelgruppe nicht wie vereinbart Ende März, sondern Mitte Mai 1982 – und dann als „Zwischenbericht“ – vorgelegt wurden. Die GRS hat ihre Studie termingerecht am 30. April 1982 beim BMFT abgegeben. Der Bericht der Parallelgruppe wurde Anfang September fertiggestellt.

Der folgende Beitrag bezieht sich ausschließlich auf den fachlichen Inhalt der GRS-Studie. Die vollständige Studie wird in [1] veröffentlicht.

Vorgehensweise und Ergebnisse

Zunächst werden die wesentlichen Merkmale der sicherheitstechnischen Auslegung des SNR-300 geschildert. Eine ausführliche Beschreibung der Anlage enthält [2]. Anschließend werden Vorgehensweise und wesentliche Ergebnisse der risikoorientierten Analyse dargestellt.

Sicherheitstechnische Merkmale des SNR-300

Der SNR-300 ist ein Schneller Natriumgekühlter Reaktor in Loop-Bauweise. Die im Reaktorkern erzeugte Wärme wird von Primär-Natriumkreisläufen über Zwischenwärmeaustauscher an Sekundär-Natriumkreisläufe übertragen. Über Dampferzeuger und Überhitzer wird die Wärme dann an Tertiär-Wasser-Dampf-Kreisläufe abgegeben. Die Wärmeübertragungssysteme sind konsequent dreisträngig aufgebaut.

Der größte Teil der Primärkreisläufe verläuft oberhalb des Niveaus der Kernoberkante. Tiefer liegende Teile sind von Auffangwannen, den „Cavities“, eingefaßt. Der Reaktortank ist von einer zweiten Schale, dem Doppeltank, umgeben. Durch dieses Konzept wird erreicht, daß auch bei Lecks im Primärsystem der Natriumspiegel nicht unter den „Notspiegel“ sinken kann, bei dem noch eine Nachwärmeabfuhr möglich ist. Das Kühlmittel würde bei einem Leck nicht ausdampfen, da die Betriebstemperatur mehrere hundert Grad unter der Siedetemperatur des Natriums liegt.

Die Nachwärme wird normalerweise über die Hauptkühlkreisläufe abgeführt. Einer der drei Kreisläufe reicht zur Nachwärmeabfuhr aus. Darüber hinaus ist der SNR-300 mit einem 2x100%-Notkühlssystem ausgerüstet. Dieses Notkühlssystem nimmt die Wärme über Tauchkühler im Reaktortank auf und gibt sie über Natrium-Luft-Wärmeaustauscher an die Umgebung ab. Nicht zuletzt wegen der guten Wärmeübertragungseigenschaften und der hohen Wärmespeicherfähigkeit des Natriums kann die Nachwärme auch passiv, das heißt bei Ausfall aller aktiven Komponenten, abgeführt werden.

Die Anlage wird mit zwei weitestgehend unabhängigen und diversitären, das heißt unterschiedlich aufgebauten, Schnellabschaltensystemen ausgerüstet. Das erste System hat neun Stäbe, die bei einer Schnellabschaltung durch Schwerkraft von oben in den Kern einfallen. Mit einem der neun Stäbe wird die Leistung geregelt. Das zweite System besteht aus drei Absorber-„Ketten“, die durch vorgespannte Federn von unten in den Kern eingezogen werden können. Jedes der beiden Systeme wird durch sein eigenes Reaktorschutzsystem ausgelöst.

Der Zuverlässigkeit der Reaktorschnellabschaltung gilt bei Schnellen Brütern besonderes Augenmerk, da ein Versagen der Reaktorabschaltung unmittelbar zu einer Kernzerstörung führen kann.

Die sicherheitstechnischen Eigenschaften der Abschalt- und Wärmeabfuhrsysteme schließen – in Verbindung mit anderen Sicherheitsvorkehrungen – eine Kernzerstörung praktisch aus. Trotzdem wird der SNR-300 – als Prototypanlage – so ausgelegt, daß auch bei einer Kernzerstörung keine gravierenden Folgen für die Umgebung auftreten. Die wesentlichen Auslegungsmerkmale zur Beherrschung von Kernzerstörungsunfällen sind folgende:

- Der Reaktortank und das Primärsystem halten einer mechanischen Energiefreisetzung stand, wie sie bei einer Kernzerstörung auftreten könnte.
- Die Tankeinbauten sind so geschaltet, daß auch der geschmolzene Kern gekühlt werden kann und ein Durchschmelzen des Tanks verhindert wird. Die „tankinterne Rückhaltung“ wird dadurch begünstigt, daß das Kernvolumen im Vergleich zum Tank- und Kühlmittelvolumen gering ist. Der geschmolzene Brennstoff lagert sich auf den horizontalen Strukturen ab. Die Wärme kann über

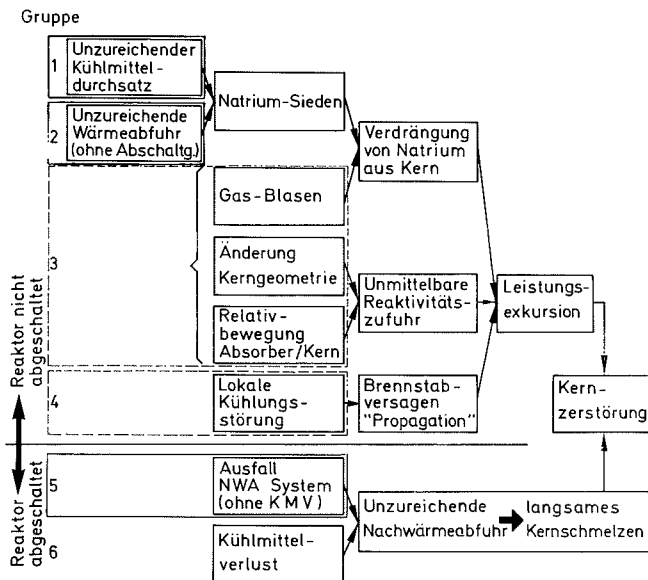


Bild 1: Einleitungsereignisse für Kernzerstörung

das Tauchkühlsystem abgeführt werden, so daß ein Durchschmelzen dieser Strukturen und damit auch des Tanks verhindert werden kann. Würde der Tank dennoch versagen, könnte der geschmolzene Kern in einer Bodenkühleinrichtung, dem „Core-Catcher“, aufgefangen und gekühlt werden.

- Die Anlage erhält ein doppeltes Containmentsystem. Das innere Containment, in dem sich das gesamte Primärsystem befindet, ist mit Stickstoff inertisiert, um Natriumbrände zu verhindern. Das äußere Containment ist von einer gasdichten Stahlblech-Hülle umgeben, so daß Leckagen abgesaugt und in das Containment zurückgepumpt oder über Filter und Kamin abgegeben werden können. Die Wärme, die nach einem Tankversagen in das Containmentsystem gelangt, kann durch Kühlsysteme abgeführt werden.

Risikoorientierte Analyse

Im Genehmigungsverfahren ist nachzuweisen, daß Unfälle, die mit einer unzulässigen Radionuklidfreisetzung verbunden sein könnten, mit ausreichender Zuverlässigkeit ausgeschlossen sind.

Eine Risikoanalyse hat dagegen zu untersuchen, mit welcher Wahrscheinlichkeit trotz der Sicherheitsvorkehrungen Aktivitätsbarrieren versagen und welche Konsequenzen sich daraus ergeben können. Die Risikoanalyse befaßt sich daher zwangsläufig gerade mit solchen Ereignissen, die aufgrund der getroffenen Vorkehrungen nicht zu erwarten sind.

Störfallanalyse (anlageninterne Ursachen)

Im ersten Schritt dieser Analyse wird untersucht, auf welche Weise und mit welcher Häufigkeit eine Kernzerstörung auftreten könnte. Bild 1 stellt dar, durch welche Ereignisse es zu einer Kernzerstörung kommen kann („Einleitungsereignisse“). Der Kern kann entweder durch eine Leistungsexkursion oder durch langsames Kernschmelzen zerstört werden. Eine Kernzerstörung durch eine Leistungsexkursion setzt voraus, daß dem Reaktorkern durch eine Störung relativ rasch erhebliche Reaktivität zugeführt wird und eine Schnellabschaltung unterbleibt. Die Leistung steigt dann innerhalb sehr kurzer Zeit soweit an, bis der Anstieg durch inhärente Mechanismen beendet wird.

Eine solche Reaktivitätszufuhr könnte durch drei verschiedene Ursachen ausgelöst werden:

1. Verdrängung von Natrium aus dem Kern: Da der Blasen-Reaktivitätskoeffizient des Kühlmittels positiv ist, bewirkt die Verdrängung von flüssigem Natrium eine Reaktivitätszufuhr.
2. Unmittelbare Reaktivitätszufuhr: Sie kann durch Änderung der Kerneometrie oder durch Relativbewegung zwischen Kern und Absorbern ausgelöst werden.
3. Brennstabversagen: Wenn sich das Versagen eines oder mehrerer Brennstäbe auf weitere Brennstäbe ausdehnt, könnte es (zum Beispiel durch Umverlagerung von Brennstoff oder durch Spaltgasfreisetzung) zu einer Reaktivitätszunahme im Kern kommen. Als Ursache für einen solchen „Propagationsstörfall“ kommen praktisch nur lokale Kühlungsstörungen in Betracht.

Mögliche Ursachen für eine Natriumverdrängung sind Gasblasen, die in den Reaktorkern gelangen könnten, und Natriumsieden. Das Eindringen von Gasblasen wird vor allem durch passiv wirkende Vorrichtungen verhindert.

Natriumsieden könnte ausgelöst werden, wenn der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern oder die Wärmeabfuhr an die Wärmesenke unzureichend sind und der Reaktor nicht ausreichend schnell abgeschaltet wird.

In Bild 1 wird auch dargestellt, durch welche Ursachen es zu einem langsamen Niederschmelzen des abgeschalteten Kerns kommen könnte. Einem solchen Niederschmelzen muß immer ein (längerdauerndes) Ungleichgewicht zwischen der im Kern erzeugten Nachwärme und der Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem vorausgehen. Ursachen können sein:

- Ausfall der (aktiven und passiven) Nachwärmeabfuhr (ohne Kühlmittelverlust),
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Kühlmittelverlust.

Aufgrund der dargestellten Systematik wurden die möglichen Einleitungsereignisse für Kernzerstörung in die folgenden sechs Gruppen eingeteilt:

1. unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern (ohne Abschaltung),
2. unzureichende Wärmeabfuhr (ohne Abschaltung),
3. unkontrollierte Reaktivitätszufuhr,
4. Propagation einer lokalen Kühlungsstörung,
5. Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor,
6. Kühlmittelverlust und Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor.

Die Gruppen 1 bis 4 führen zu einer Leistungsexkursion, die Gruppen 5 und 6 zu einem langsamen Kernschmelzen.

Durch diese sechs Gruppen werden alle denkbaren Ereignisse erfaßt, die eine Kernzerstörung einleiten könnten. Jedes dieser „Einleitungsereignisse“²⁾ kann seinerseits durch unterschiedliche „störfallauslösende Ereignisse“³⁾ verursacht werden. In der Studie wurde untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher Häufigkeit „störfallauslösende Ereignisse“ über eines der genannten „Einleitungsereignisse“ zur Kernzerstörung führen können.

Im Genehmigungsverfahren für den SNR-300 wurden störfallauslösende Ereignisse systematisch untersucht. Auf der Grundlage dieser Untersuchungen wurden in dieser Studie

2) Als „Einleitungsereignisse“ werden Ereignisse oder Anlagenzustände bezeichnet, die unmittelbar zur Kernzerstörung führen.
3) Als „störfallauslösende Ereignisse“ werden Vorgänge bezeichnet, bei denen es nur nach einem Versagen von Sicherheitssystemen zur Kernzerstörung kommen kann.

fünf Klassen von störfallauslösenden Ereignissen gebildet, die alle denkbaren Störfallursachen abdecken. Sie sind in der ersten Spalte von Bild 2 aufgeführt.

In der Klasse „Betriebsstörung“ werden alle störfallauslösenden Ereignisse zusammengefaßt, sofern sie nicht in den anderen Klassen separat behandelt werden.

Bei der Ermittlung der Zuverlässigkeit der angeforderten Sicherheitssysteme wurde allerdings zwischen unterschiedlichen Störungen differenziert. Beispielsweise ist die Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme verringert, wenn bereits das störfallauslösende Ereignis zum Ausfall eines Hauptkühlkreislaufs führt.

- Der Notstromausfall wird als eigene Klasse behandelt, da von einem Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung mehrere Systeme gleichzeitig betroffen sind.
- Ein Leck an der Kühlmittelumschließung stellt unter Umständen andere Anforderungen an die Sicherheitssysteme als Betriebsstörungen oder Störfälle bei intaktem Primärsystem. Es wird deshalb ebenfalls separat betrachtet.
- In der Klasse „Reaktivitätsstörung“ sind auslösende Ereignisse zusammengefaßt, die zu einer (direkten) Erhöhung der Reaktorleistung führen, während Kernkühlung und Wärmeabfuhr (primär) ungestört sind.
- Eine lokale Kühlungsstörung unterscheidet sich von den anderen Klassen, da das auslösende Ereignis nicht den ganzen Reaktorkern betrifft, sondern lokal auf ein einzelnes Brennelement beschränkt ist.

In Abschnitt „sicherheitstechnische Merkmale“ wurde kurz dargestellt, mit welchen Sicherheitseinrichtungen der SNR-300 ausgerüstet ist, um die Anlage auch bei Betriebsstörungen und Störfällen in einem sicheren Zustand zu halten (das heißt Schäden an Aktivitätsbarrieren zu verhindern).

Die wesentlichen Systeme, die eine Zerstörung des Kerns verhindern, sind die Reaktorschnellabschaltssysteme und die Systeme zur Nachwärmeabfuhr. Nur wenn diese Systeme ausfallen bzw. nicht in der Lage sind, den Störfall zu beherrschen, kann es zur Kernzerstörung kommen.

In Bild 2 ist auch dargestellt, welche „Einleitungsereignisse“ sich bei einem Versagen dieser Sicherheitseinrichtungen ergeben können.

Bei der Reaktorschnellabschaltung wird unterschieden zwischen dem Abschaltsignal, das durch das Reaktorschutzsystem (oder auch durch Handauslösung) gebildet wird, und dem mechanischen Teil des Reaktorschnellabschaltsystems.

Für die möglichen Störfallabläufe ist von erheblicher Bedeutung, daß beim SNR-300 das Reaktorschutzsystem mit jeder Reaktorschnellabschaltung gleichzeitig eine Abschaltung der Primärpumpen auslöst, um unerwünschte Wärmespannungen im Primärsystem zu verhindern.

Fällt bei einer Störung das Reaktorabschaltsignal aus, so wird weder eine Reaktorschnellabschaltung noch eine Pumpenschaltung ausgelöst. Die Anlage verbleibt daher im Leistungsbetrieb. Wenn durch die Störung die Wärmeabfuhr beeinträchtigt ist, heizt sich das Primärsystem allmählich auf. Wird die Leistung nicht durch Abschaltung der Anlage von Hand, durch Betriebssysteme oder auch durch selbsttätige physikalische Effekte im Reaktorbau reduziert, können nach einiger Zeit – Größenordnung 30 min – so hohe Temperaturen im Primärsystem erreicht werden, daß die Primärpumpen versagen. Damit bricht der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern zusammen; das Natrium im Reaktorkern beginnt zu siedeln. Die durch das Natriumsiedeln ausgelöste Leistungsexkursion führt zur Kernzerstörung. Das so beschriebene Einleitungsereignis wird als „Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung“ bezeichnet. Es entspricht der Gruppe 2 in Bild 1.

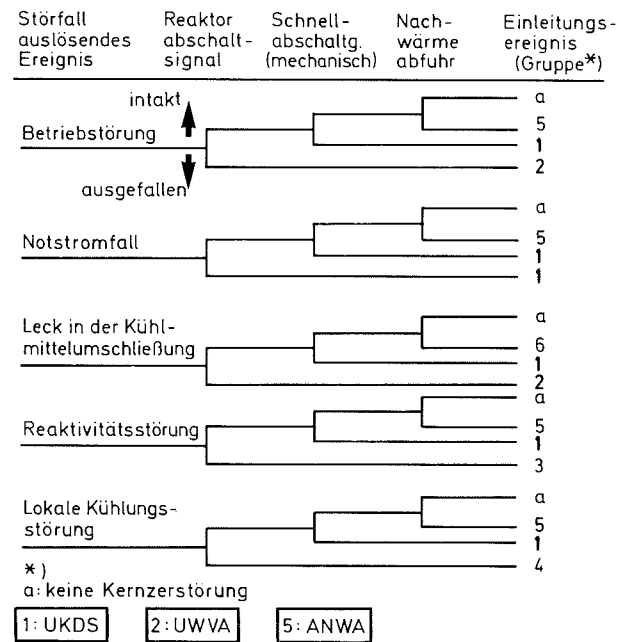


Bild 2: Ereignisabläufe für störfallauslösende Ereignisse

Ein „Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall“ (Gruppe 1) kann durch folgende Situation ausgelöst werden:

Das Reaktorschutzsystem gibt ein Signal zur Reaktorschnellabschaltung und damit auch zur Abschaltung der Primärpumpen. Die Primärpumpen schalten wie vorgesehen ab, aber beide Reaktorschnellabschaltssysteme versagen mechanisch, das heißt trotz des Abschaltsignals fallen keine oder zu wenig Abschaltelemente des Erstabschaltsystems in den Kern ein, und die Absorber des Zweitabschaltsystems werden nicht in den Kern gezogen. Damit kommt es innerhalb weniger Sekunden durch Natriumsiedeln zur Leistungsexkursion und damit zur Kernzerstörung. Zu dem Einleitungsereignis „Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall“ kann es aus allen Klassen störfallauslösender Ereignisse kommen.

Wird der Reaktor abgeschaltet, so ist anschließend die Nachwärme abzuführen. Fällt die Nachwärmeabfuhr aus, so heizt sich der abgeschaltete Reaktorkern allmählich auf und es kommt zu einem langsamen Kernschmelzen. Ein solches Einleitungsereignis zur Kernzerstörung wird als „Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor“ (Gruppe 5) bezeichnet.

Die weiteren Gruppen 3 („Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr“), 4 („Propagationsstörfall“) und 6 („Unterschreiten Notspiegel und Versagen des Tauchkühlsystems“) können jeweils nur bei bestimmten störfallauslösenden Ereignissen erreicht werden. Da sie für die weitere Analyse von untergeordneter Bedeutung sind, wird hier auf eine weitere Erläuterung der Diagramme verzichtet.

Zuverlässigkeitsanalyse

Mit Hilfe von Zuverlässigkeitsanalysen wurden die Häufigkeiten der Einleitungsereignisse ermittelt.

Tafel 1 zeigt die wichtigsten Ergebnisse. Sie enthält für die Gruppen 1, 2 und 5 die Häufigkeiten der störfallauslösenden Ereignisse und die Versagenswahrscheinlichkeiten der Systeme, bei deren Ausfall es zur Kernzerstörung kommt. Daraus ergibt sich dann die Häufigkeit des jeweiligen Einleitungsereignisses.

Tafel 1: Häufigkeit von Einleitungsereignissen

Gruppe	Störfall-auslösendes Ereignis, Häufigkeit	ausgefallene Systemfunktion bedingte Wahrscheinlichkeit	Einleitungsereignis Häufigkeit
1	Betriebsstörung 12/a	Reaktorschnellabschaltung (mechanisch) 10^{-7}	$1,2 \cdot 10^{-6}/a$
2	Betriebsstörung 12/a	Stabeinfahren 10^{-1}	Schnellabschalt-signal. 10^{-7}
5	Notstromfall 0,07/a	Nachwärmeabfuhr aktiv 10^{-4}	passiv 10^{-2}
	DE-Störfall 1/a	Nachwärmeabfuhr aktiv $1,5 \cdot 10^{-2}$	passiv $5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}
	allg. NWA-Fall 11/a	Nachwärmeabfuhr aktiv $1,7 \cdot 10^{-3}$	passiv $5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}
Summe	12/a		$3 \cdot 10^{-7}/a$

Bei den Gruppen 1 und 2 sind allgemeine Betriebsstörungen mit einer Häufigkeit von 12 pro Jahr die dominanten störfallauslösenden Ereignisse. Für Gruppe 1 wurde die Wahrscheinlichkeit für ein mechanisches Versagen der Reaktorschnellabschaltung mit 10^{-7} abgeschätzt. Die Häufigkeit der Gruppe beträgt damit $1,2 \cdot 10^{-6}/a$. Gruppe 1, der „Unkontrollierte Kerndurchsatzstörfall“, wird in der folgenden Analyse als Basisfall behandelt.

Bei Gruppe 2 besteht die Möglichkeit, den Störfall unter Kontrolle zu bringen, auch wenn das automatische Schnellabschalt-signal ausfällt. Dies wurde durch einen Faktor von 0,1 in der Nichtverfügbarkeit berücksichtigt. Als Häufigkeit für Gruppe 2, der „Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Abschaltung“, ergibt sich damit ein Wert von $1,2 \cdot 10^{-7}/a$.

Wenn es durch dieses Einleitungsereignis zur Kernzerstörung kommt, befindet sich das Kühlmittel auf einer Temperatur von etwa 650°C und damit etwa 100 K über der maximalen Betriebstemperatur. Wo diese erhöhte Temperatur den Unfallablauf gegenüber dem Basisfall beeinflusst, wird dies in der Unfallanalyse berücksichtigt.

Bei Gruppe 5, dem Ausfall der Nachwärmeabfuhr, wurde unterschieden zwischen den drei störfallauslösenden Ereignissen Notstromfall, Störung in einem Hauptkühlkreislauf (als „DE-Störfall“ bezeichnet) und dem allgemeinen Nachwärmeabfuhr-Fall (NWA-Fall), der alle anderen Störungen umfaßt. In den ersten beiden Fällen haben die aktiven NWA-Systeme eine geringere Verfügbarkeit als beim allgemeinen NWA-Fall, da sie durch das störfallauslösende Ereignis beeinträchtigt werden.

Beim SNR-300 kann die Nachwärme auch dann abgeführt werden, wenn alle aktiven NWA-Systeme versagen. Untersuchungen hierzu werden im Beitrag „Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR-300“ ausführlicher geschildert. Nach den Annahmen der Studie setzt die „passive NWA“ voraus, daß einige Stunden nach dem Ausfall der aktiven Kühlsysteme Luftklappen am Tauchkühlsystem von Hand geöffnet werden. Für das Mißlingen dieser relativ ein-

fachen Maßnahme wurde eine Wahrscheinlichkeit von 1 % geschätzt. Für Gruppe 5 ergibt sich in der Summe eine Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-7}/a$. Dabei ist ein geringer Beitrag von Gruppe 6, dem Ausfall der NWA bei Lecks im Primärsystem, enthalten.

Bei Eintritt der Kernzerstörung befindet sich das Kühlmittel auf einer wesentlich höheren Temperatur als im Betriebszustand, der Füllstand ist weit abgesunken. Dies wurde in der folgenden Unfallanalyse berücksichtigt, soweit es gegenüber dem Basisfall von Bedeutung ist.

Die zu erwartende Häufigkeit einer Kernzerstörung beträgt insgesamt rund $2 \cdot 10^{-6}/a$. Sie wird zu fast 75 % durch die Häufigkeit eines „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfalls“ bestimmt. Für diese Häufigkeit sind zwei Werte maßgebend:

- die zu erwartende Häufigkeit von Betriebsstörungen, welche zu einer Anregung der Schnellabschaltung führen, und
- die Nichtverfügbarkeit des mechanischen Teils der Schnellabschaltsysteme.

Die Ermittlung beider Werte stützt sich wesentlich auf die Betriebserfahrung mit bereits laufenden Schnellen Brutreaktoren. Ergänzend wurden die sehr umfangreichen Prototyp-Versuche mit den Absorberstäben der beiden Abschaltssysteme des SNR-300 in Betracht gezogen. Die umfangreichste Betriebserfahrung liegt mit Phenix vor. Über acht Betriebsjahre traten dort im jährlichen Durchschnitt zwölf Schnellabschaltungen auf. Dabei versagte in keinem einzigen Fall die Mechanik der Abschaltstäbe. Aus der Zahl der Stabeinfälle läßt sich eine Ausfallrate pro Stab von $\leq 3 \cdot 10^{-6}/h$ ableiten. Diese Werte werden durch die Betriebserfahrung mit PFR⁴⁾ und KNK-II⁵⁾ sowie die Prototypentests für den SNR-300 als pessimistisch bestätigt.

Da bei der hochredundanten und diversitären Auslegung der Systeme Zufallsausfälle extrem unwahrscheinlich sind, spielen zwangsläufig Ausfälle gemeinsamer Ursache, Common-Mode-Ausfälle, die ausschlaggebende Rolle.

Bei der Konstruktion der beiden Abschaltssysteme wird dafür Sorge getragen, daß alle denkbaren Ursachen für gleichzeitiges Versagen mehrerer oder gar aller Stäbe ausgeschlossen werden. Eine Wahrscheinlichkeitsbewertung von Common-Mode-Ausfällen kann daher keine konkreten Ursachen berücksichtigen. Der einzig sinnvolle Weg zur Quantifizierung von Common-Mode-Ausfällen besteht deshalb darin, Erfahrungen aus anderen Systemen in vorsichtiger Weise auf das vorliegende System zu übertragen.

Ein hierfür gebräuchlicher Ansatz beruht darauf, Common-Mode-Ausfälle durch einen festen Anteil der Ausfallrate einer Einzelkomponente zu berücksichtigen. Ein β -Faktor von 0,1 entspricht zum Beispiel der Annahme, daß die Ausfallrate für das gemeinsame Versagen aller redundanten Komponenten eines Systems 10 % der Ausfallrate einer einzelnen Komponente beträgt.

Aus Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken können β -Faktoren abgeschätzt werden. Dabei zeigt sich, daß der β -Faktor umso kleiner ist, je mehr Redundanzen ein System aufweist.

Ein Erstabschaltsystem des SNR ist bereits in sich selbst hochredundant. In der Regel ist nur einer von neun Stäben für eine dauerhafte Abschaltung erforderlich. Für dieses System wurde ein β -Faktor von 0,01 angesetzt, der in Anbetracht der hohen Redundanz und gewisser Diversitätsmerkmale den verschiedenen Stäben als sehr pessimistisch zu betrachten ist. Für das Zweitabschaltsystem, das eine dreifache Redundanz aufweist, wurde ein β -Faktor von 0,03 verwendet.

4) Prototype Fast Reactor, Dounreay, Großbritannien

5) Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage, Karlsruhe

Für die weitere Analyse ist die Frage entscheidend, inwieweit beide Systeme als unabhängig betrachtet werden können. Um zu einer Quantifizierung des Common-Mode-Ausfalls der Mechanik des gesamten Abschaltsystems zu kommen, wurden die Diversitätsmerkmale beider Abschaltssysteme analysiert. Die Abschaltstäbe unterscheiden sich nicht nur durch die starre bzw. gliedrige Konstruktion. Sie sind zudem an unterschiedlichen radialen und axialen Positionen im Brennelementverband angeordnet und unterliegen damit auch unterschiedlichen Betriebsbelastungen und -bedingungen (Neutronenfluß, Temperatur, Durchsatz). Darüber hinaus gibt es Unterschiede in der betrieblichen Fahrweise, in der Bewegungsrichtung, im Einfallsprinzip und im Freigabemechanismus.

Zwei Grenzwerte können berechnet werden:

- Werden beide Abschaltssysteme hinsichtlich des Ausfallverhaltens der Mechanik als völlig abhängig betrachtet, so ergibt sich für den „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“ eine Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-4}/a$. Dieser Zahlenwert kann in Anbetracht der erwähnten Diversitätsmerkmale beider Systeme praktisch ausgeschlossen werden.
- Bei völlig unabhängigem Ausfallverhalten beider Abschaltssysteme ergäbe sich für den „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“ eine Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-8}/a$. Viele Gesichtspunkte sprechen für eine sehr weitgehende Unabhängigkeit beider Systeme, dennoch erscheint es im Sinne einer vorsichtigen Risikobewertung – auch in Anbetracht von Gemeinsamkeiten (Kühlmittel, Spülgassystem) – nicht gerechtfertigt, völlige Unabhängigkeit anzunehmen.

Als Schätzwert für die Häufigkeit des gemeinsamen Ausfalls der Mechanik der Abschaltssysteme wurde deshalb ein Wert von etwa $10^{-6}/a$ gewählt. Der Erwartungswert der Nichtverfügbarkeit des mechanischen Teils des Schnellabschaltsystems beläuft sich auf 10^{-7} pro Anforderung in Anbetracht von zwölf Schnellabschaltanregungen pro Jahr. Für die 90 % bzw. 10 % Fraktile wurden Werte abgeschätzt, die um eine Größenordnung nach oben bzw. unten vom Punktwert abweichen.

Unfallanalyse

In der Unfallanalyse war zu untersuchen, aufgrund welcher Umstände und mit welcher Wahrscheinlichkeit der Sicherheitseinschluß nach einer Kernzerstörung so versagen kann, daß es zu einer größeren Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung kommt. Daraan anschließend wurde dann das Ausmaß der Radionuklidfreisetzung nach Kernzerstörung und nach Versagen des Sicherheitseinschlusses untersucht.

Die wesentlichen Bestandteile des Sicherheitseinschlusses sind das Primärsystem, insbesondere der Reaktortank, und das Containmentsystem. In der Unfallanalyse wurde zunächst untersucht, durch welche Einwirkungen der Reaktortank bei einer Kernzerstörung versagen kann. Dabei ist zu berücksichtigen, daß eine Kernzerstörung beim SNR-300 mit der Freisetzung mechanischer Energie verbunden sein kann.

Im Genehmigungsverfahren wurde der Nachweis geführt, daß mechanische Energiefreisetzungen jenseits des Auslegungswertes praktisch ausgeschlossen werden können. Trotzdem war in der Risikoanalyse zu untersuchen, mit welcher Wahrscheinlichkeit der Auslegungswert der mechanischen Energiefreisetzung überschritten wird und mit welcher Wahrscheinlichkeit der Tank – auch bei geringerer mechanischer Energiefreisetzung – durch mechanische oder thermische Überlastung versagt.

Die Wahrscheinlichkeit, mit der der Auslegungswert der mechanischen Energiefreisetzung überschritten wird, kann – zumindest beim heutigen Wissensstand – nicht mit Hilfe einer geschlossenen analytischen Untersuchung durch Störfallsimulation ermittelt werden. Die Untersuchung muß

Tafel 2: Wahrscheinlichkeit mechanischer Energiefreisetzung bei Kernzerstörung

Energie x	bedingte Wahrscheinlichkeit (freigesetzte mechanische Energie > x)
50 MJ	0,052
150 MJ	0,012
400 MJ	0,003

sich hier in wesentlichen Punkten auf Expertenschätzungen abstützen. Um dieser Abschätzung eine möglichst breite Grundlage zu geben, wurde eine internationale Expertenbefragung zu wesentlichen Phänomenen durchgeführt, die das Ausmaß der Energiefreisetzung beeinflussen. Auf der Grundlage dieser Expertenbefragung wurde die Wahrscheinlichkeit ermittelt, daß bei einem „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“ eine mechanische Energiefreisetzung von 400 MJ überschritten wird. Über die Expertenbefragung und ihre probabilistische Auswertung wird im Beitrag „Die Expertenbefragung in der SNR-Studie und ihre probabilistische Auswertung“ ausführlicher berichtet.

Die Überschreitenswahrscheinlichkeiten für 400 MJ, und außerdem für 50 und 150 MJ, zeigt Tafel 2. Daraus läßt sich eine Wahrscheinlichkeit von etwa 95 % entnehmen, daß bei einem „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“ weniger als 50 MJ mechanische Energie freigesetzt werden. Die Analyse hat außerdem ergeben, daß mit mehr als 50 % Wahrscheinlichkeit überhaupt keine mechanische Energie freigesetzt wird. Der Auslegungswert wird mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 3 ‰ überschritten.

Bei einer mechanischen Energiefreisetzung über 400 MJ könnte es zum Versagen des Drehdeckelsystems und, als direkte Folge, zum Versagen der Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment kommen. Das Versagen des Drehdeckelsystems wird durch den Aufschlag des Natriums verursacht, das bei einer Leistungsexkursion nach oben geschleudert wird („Natrium-Hammer“).

In Tafel 3 sind die Wahrscheinlichkeiten für Tankversagen bei verschiedenen Einleitungsereignissen zusammengestellt. Beim Einleitungsereignis der Gruppe 2, der „Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Abschaltung“ ist die Wahrscheinlichkeit für ein solches Versagen etwas höher als beim „Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall“. Die Tankstrukturen befinden sich hier auf einer höheren Temperatur und weisen daher eine geringere Festigkeit auf. Beim Einleitungsereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr“ ist ein Natrium-Hammer nicht zu erwarten, da bei Eintritt der Kernzerstörung der Natriumspiegel bereits weit abgesunken ist. Ein Deckelversagen kann daher ausgeschlossen werden.

Tafel 3: Bedingte Wahrscheinlichkeiten für Tankversagen

Einleitungsereignis	Bedingte Wahrscheinlichkeit für		
	Deckelversagen	mechanisches Tankversagen	thermisches Tankversagen
unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall	$3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-2}$
unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Abschaltung	$5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	≈ 1
Ausfall der Nachwärmeabfuhr	–	0,5	0,5
alle Einleitungsereignisse	$2,6 \cdot 10^{-3}$	$9,5 \cdot 10^{-2}$	$2,2 \cdot 10^{-1}$

Tafel 4: Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Freisetzungszeit h	freiges. thermische Energie 10^6 kJ/h	zu erwartende Häufigkeit pro Jahr	Freisetzungsteil	
					Edelgase	Aktiniden
K1	Deckelversagen, Überdruckversagen äußeres Containment	0-1	530	10^{-8}	1	0,05
K2	mechanisches Tankversagen, Auffangwanne defekt, keine Energieversorgung	22-33	15	$2 \cdot 10^{-7}$	1	$5,5 \cdot 10^{-4}$
K3	thermisches Tankversagen, ungefilterte Abluft	0-48	—	$2 \cdot 10^{-8}$	1	$4,1 \cdot 10^{-4}$
K4	thermisches Tankversagen, keine Energieversorgung	48-100	—	$2 \cdot 10^{-7}$	1	$1,8 \cdot 10^{-5}$
K5	thermisches Tankversagen	240-320	—	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-2}$	$1,4 \cdot 10^{-11}$

Unter ungünstigen Voraussetzungen könnte auch bei einer Energiefreisetzung unterhalb des Auslegungswertes der Reaktortank abreißen (mechanisch versagen) und beim Abstürzen die Abstützung des Doppeltanks und in der Folge die darunter liegende Bodenkühleinrichtung zerstören. Damit würde die Wärmeabfuhr aus dem Containment erheblich beeinträchtigt. Ein mechanisches Tankversagen in der beschriebenen Art ist vor allem dann anzunehmen, wenn bei Eintritt der mechanischen Energiefreisetzung der Reaktortank bereits wesentlich über seine Betriebstemperatur aufgeheizt ist. Dies ist bei den Einleitungsereignissen „Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Abschaltung“ und „Ausfall der Nachwärmeabfuhr“ der Fall.

Der Reaktortank wird durchgeschmolzen, wenn die Nachwärme aus den geschmolzenen Kernmaterialien, die sich auf den tankinternen Strukturen ablagern, nicht ausreichend abgeführt werden kann. Untersuchungen zur tankinternen Rückhaltung werden im Beitrag „Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR-300“ dargestellt.

Aus Tafel 3 läßt sich entnehmen, daß mit einer Wahrscheinlichkeit von über 90 % bei einem „Unkontrollierten Kern-durchsatzstörfall“ der geschmolzene Kern im Tank zurückgehalten wird. Bei den anderen Einleitungsereignissen kommt es dagegen immer zum Tankversagen, bei der zweiten Gruppe fast immer zum Durchschmelzen, beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit je 50 % Wahrscheinlichkeit zum mechanischen Versagen oder zum Durchschmelzen. Insgesamt beträgt die Wahrscheinlichkeit, daß der Tank nach einer Kernzerstörung nicht versagt, knapp 70 %. Mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 10 % versagt der Tank mechanisch.

Für diejenigen Unfallabläufe, bei denen der Reaktortank versagt, wurden die weiteren Vorgänge im Containment untersucht. Wenn der Tank nicht versagt, sind die Konsequenzen einer Kernzerstörung für eine Risikoabschätzung nicht von Bedeutung. Diese Fälle wurden daher nicht weiter analysiert.

Wenn durch extrem hohe mechanische Energiefreisetzungen das Drehdeckelsystem des Reaktortanks und die Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment versagt, hat die Funktion der meisten Systeme im Containment

keinen nennenswerten Einfluß auf den Unfallablauf und die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Bei einem solchen Unfallablauf werden große Mengen Natrium und nahezu der gesamte Reaktorkern in das äußere Containment ausgeworfen. Durch Natriumbrand baut sich ein Druck auf, der nach einigen Minuten zum Überdruckversagen des äußeren Containments führt. Damit kommt es zu einer massiven Radionuklidfreisetzung in die Umgebung.

Für andere Unfallabläufe, bei denen der Reaktortank mechanisch oder thermisch innerhalb des inneren Containments versagt, hängen Zeitpunkt, Ausmaß und nähere Umstände der Radionuklidfreisetzung von der Funktion verschiedener Containmentsysteme ab. Eine detaillierte Analyse würde hier die Untersuchung einer sehr großen Zahl unterschiedlicher Abläufe erfordern. Für eine Risikoabschätzung kann man sich aber im wesentlichen darauf beschränken, typische Abläufe mit relativ gravierenden Auswirkungen genauer zu analysieren. Abläufe mit geringeren Konsequenzen können dann einem analytisch behandelten Ablauf mit gleichen oder höheren Konsequenzen zugeordnet werden.

Beim SNR-300 kommt hier außerdem zu Hilfe, daß bei gravierenden Abläufen die Funktion einer Reihe von Systemen von untergeordneter Bedeutung ist, da sie nur unwesentlich den Störfallablauf und dessen Auswirkungen beeinflussen. Entscheidend für die radiologischen Auswirkungen ist vor allem, ob bei einer Kernzerstörung die Trennung zwischen dem inneren und dem äußeren Containment erhalten bleibt, und ob der Containmentabschluß erfolgt. Von größerem Einfluß ist außerdem, ob bei einem Versagen des Containmentabschlusses das Abluftsystem in Betrieb bleibt, und ob der Stickstoff-Naturumlauf im inneren Containment zustande kommt.

Für die Risikoabschätzung kann daher ein sehr pessimistischer Ansatz getroffen werden. Mit Ausnahme der genannten Funktionen werden für die Containment-Untersuchungen alle anderen Systeme grundsätzlich als ausgefallen behandelt. Auf die Aufspaltung der Ereignisablaufdiagramme für diese Systeme, und damit auf eine Bewertung ihrer Zuverlässigkeit, kann daher verzichtet werden. Für diese Systeme wird also eine Nichtverfügbarkeit von 1 unterstellt.

Eine derart pessimistische Vorgehensweise wird vor allem durch das hohe Maß an Rückhaltefähigkeit des Containmentsystems ermöglicht. Zu Vergleichszwecken werden jedoch auch Abläufe untersucht, bei denen die Kühlsysteme im inneren und äußeren Containment in Betrieb sind.

Für die detaillierten Containmentanalysen wurden entsprechend der geschilderten Vorgehensweise acht Rechenfälle definiert, die von verschiedenen Einleitungsereignissen und Tankversagensarten ausgehen. Im Beitrag „Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR“ wird näher auf die durchgeführten Analysen eingegangen.

Radionuklidfreisetzung

Für die Rechenfälle wurde untersucht, welcher Anteil des Nuklidinventars davon im Containment abgeschieden wird und welcher Teil in die Umgebung gelangt. Diese Untersuchungen werden im Vortrag „Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR“ ausführlicher dargestellt.

Dabei zeigte sich, daß die acht Rechenfälle in insgesamt fünf Freisetzungskategorien zusammengefaßt werden können, da einige zu ähnlichen Freisetzungsverläufen führen. Tafel 4 gibt eine kurze Beschreibung der Freisetzungskategorien. Sie enthält Angaben über den Zeitraum der Freisetzung nach Eintritt des Störfalls, die mitgeführte thermische Energie, die zu erwartende Häufigkeit und die Freisetzungsteile für Edelgase und Aktiniden.

Kategorie 1 umfaßt alle Unfallabläufe, bei denen infolge einer Kernzerstörung der Reaktortank und das innere Containment zerstört werden und der Brennstoff und ein Teil des Natriums ins äußere Containment ausgeworfen werden. Das Containment ist zunächst geschlossen. Durch den entstehenden Natriumbrand kommt es aber sehr rasch zum Versagen der Schleusendichtungen und radioaktive Stoffe werden über das Hilfsanlagengebäude freigesetzt.

Die Freisetzungsteile liegen zwischen 100 % für Edelgase und 5 % für Aktiniden. Für andere Radionuklid-Gruppen wurden Freisetzungsteile zwischen 5 und 15 % ermittelt. Die Freisetzung ist mit hoher thermischer Energie verbunden.

Die Kategorien 2 und 4 enthalten Unfallsequenzen, bei denen der Lüftungsabschluß nach einer Kernzerstörung erfolgt. Als abdeckende Ereigniskette wurde dabei unterstellt, daß sämtliche aktiven Sicherheitssysteme ausfallen. Bei Kategorie 2 wird darüber hinaus noch angenommen, daß die Natriumfangwanne defekt ist. Nach etwa einem Tag versagt in diesem Fall das Containment durch Wasserstoffexplosion, und es kommt zu einer massiven Radionuklidfreisetzung, die aber deutlich niedriger als bei Kategorie 1 ist.

Kategorie 3 enthält Unfallabläufe, bei denen nach einer Kernzerstörung der Lüftungsabschluß des äußeren Containments nicht erfolgt und das betriebliche Abluftsystem weiterläuft. Eingeleitet werden die Sequenzen durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems. Da das innere Containment als Barriere wirksam ist, gelangen die ins innere Containment freigesetzten radioaktiven Stoffe lediglich über Leckagen ins äußere Containment. Gegenüber der Kategorie 1 ergeben sich daher erheblich niedrigere Freisetzungswerte.

Kategorie 5 umfaßt diejenigen Unfallabläufe, bei denen es nach einer Kernzerstörung zum Durchschmelzen des Reaktortanks kommt, wobei jedoch alle zur weiteren Störfallbeherrschung notwendigen Systeme funktionieren. Durch den Reventingbetrieb wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe für die Dauer von zehn Tagen verhindert. In dieser Zeit nimmt die Aktivität in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre durch radioaktiven Zerfall und Abscheidungsprozesse stark ab. Nach zehn Tagen wird die Containmentatmosphäre gezielt über Filter und Kamin nach außen entlüftet. Unfälle dieser Kategorie führen zur geringsten Freisetzung nach Kernzerstörung mit Tankversagen. Eine Kernzerstörung, bei der der geschmolzene Kern im Tank zurückgehalten wird, hätte noch geringere Freisetzung als Kategorie 5 zur Folge. Solche Fälle wurden nicht weiter untersucht.

Einwirkungen von außen

Die Häufigkeiten in der fünften Spalte von Tafel 4 enthalten auch Beiträge durch Einwirkungen von außen. Solche Einwirkungen wurden neben anlagenintern ausgelösten Störfällen daraufhin untersucht, ob sie eine Kernzerstörung und in der Folge eine Aktivitätsfreisetzung verursachen können.

Eine Reihe von Einwirkungen wurde qualitativ behandelt (Hoch- und Niedrigwasser, Unwetter, Blitzschlag, Explosionsdruckwellen, Einwirkung von schädlichen Stoffen, außerdem – als „quasi-externe“ Störfälle – Turbinenzerknall und Druckbehälterversagen im Maschinenhaus). Diese qualitativen Untersuchungen kamen zum Ergebnis, daß solche Einwirkungen keinen wesentlichen Risikobeitrag verursachen können.

Detaillierter wurden die Einwirkungen Erdbeben und Flugzeugabsturz untersucht. Dabei hat sich gezeigt, daß auch der Flugzeugabsturz nur einen sehr geringen Risikobeitrag liefert.

Zur Einwirkung durch Erdbeben wurden standortspezifische Lastannahmen und Überschreitenswahrscheinlichkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort ermittelt. Die Intensität VII, die dem Sicherheitserdbeben entspricht, wird danach

mit einer Häufigkeit von etwa $4 \cdot 10^{-6}/a$ überschritten. Die Überschreitenswahrscheinlichkeit für die Intensität VIII beträgt etwa $7 \cdot 10^{-8}/a$.

Davon ausgehend wurden für wichtige Gebäude, Bauteile und Komponenten dynamische Berechnungen durchgeführt, um erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten zu ermitteln. Die Zielrichtung war dabei abzuschätzen, mit welcher Häufigkeit Erdbebeneinwirkungen zum Versagen der Reaktorschnellabschaltung, der Nachwärmeabfuhr oder der Containment-Integrität führen.

Nach dem Ergebnis dieser Untersuchungen tragen schwere Erdbeben etwa 50 % zur Häufigkeit der Kategorie 1 und etwa 40 % zur Kategorie 3 bei.

Der Grund für diese relativ hohen Beiträge liegt nicht in einer besonderen Empfindlichkeit des SNR-300 gegen seismische Einwirkungen, sondern in der Tatsache, daß die zu erwartende Häufigkeit einer Kernzerstörung aufgrund interner Ursachen so gering ist, daß sie im Bereich der extrem geringen Häufigkeit schwerer Erdbeben am Standort Kalkar liegt. Da für Erdbeben sehr hoher Intensität neben Kernzerstörung auch Containmentversagen angenommen wurde, tragen diese Ereignisse vor allem zu den Kategorien 1 und 3 bei, für die Containmentversagen unterstellt wurde.

Brennelementlager

Die bisherigen Aussagen bezogen sich auf Unfälle mit Zerstörung des Reaktorkerns. Daneben wurden mögliche Freisetzung aus den Brennelementlagern untersucht.

Der SNR-300 hat ein naturumgeköhltes und ein gasgekühltes Lager für verbrauchte Brennelemente. Für beide Lager wurden zu erwartende Häufigkeiten und Konsequenzen eines vollständigen Ausfalls der Kühlsysteme untersucht. Für den Ausfall der Kühlung des natriumgeköhlten Lagers wurde eine Häufigkeit von $4 \cdot 10^{-5}/a$ abgeschätzt. Die Freisetzungsteile, die aufgrund einer sehr pessimistischen Vorgehensweise abgeschätzt wurden, sind im Bereich der Kategorie 3 für die leicht flüchtigen Isotope und im Bereich der Kategorie 4 für Aktiniden. Allerdings ist das Radionuklid-Inventar im Lager etwa um den Faktor 6 geringer als im Reaktorkern.

Freisetzung aus dem gasgekühlten Lager bringen nur einen sehr geringen Risikobeitrag.

Streubreiten der ermittelten Häufigkeiten

Aufgrund der Streubreiten der wesentlichen Einflußgrößen wurden Bandbreiten für den anlageninternen Anteil der Häufigkeiten der Freisetzungskategorien ermittelt. Tafel 5 zeigt für die Freisetzungskategorien 1 bis 5 jeweils den Punktwert sowie die untere und die obere Schranke der Bandbreite. Die Bandbreite entspricht etwa einem 90%-Vertrauensintervall, das heißt, daß mit einer Wahrscheinlichkeit von jeweils etwa 5 % die Häufigkeiten oberhalb oder unterhalb des Bandes liegen können.

Tafel 5: 90%-Vertrauensintervalle für Häufigkeiten der Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Zu erwartende Häufigkeit (pro Jahr)		
	5 % Fraktile	Punktwert	95 % Fraktile
K1	$2 \cdot 10^{-10}$	$6 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-7}$
K2	$2 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-6}$
K3	$2 \cdot 10^{-10}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-6}$
K4	0,0	$1 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$
K5	$7 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$8 \cdot 10^{-6}$

Nur anlageinterne auslösende Ereignisse

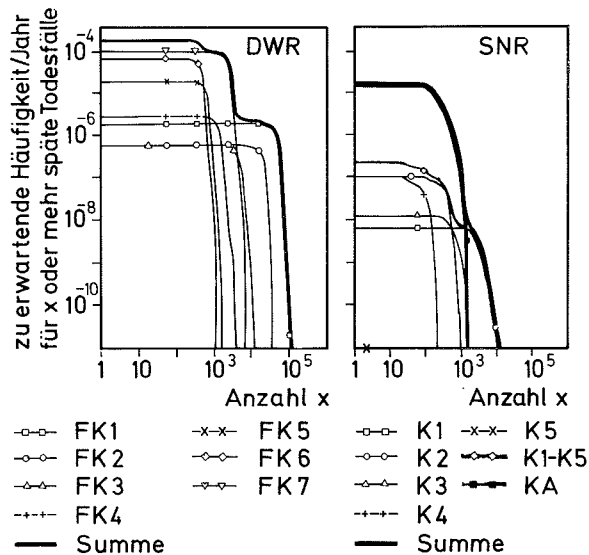


Bild 3: Komplementäre Häufigkeitsverteilungen für „späte Todesfälle“ (Druckwasserreaktor und Schneller Brüter)

Die Bandbreiten der Häufigkeiten durch Erdbebeneinwirkung wurden nicht quantifiziert. Doch ist hieraus keine wesentliche Verschiebung des Gesamtbildes zu erwarten.

Unfallfolgen

Um den Risikovergleich zwischen dem SNR-300 und dem Druckwasser-Reaktor (DWR) vom Typ Biblis B zu erleichtern, wurden Unfallfolgenrechnungen für den Standort Kalkar durchgeführt. Zu diesem Zweck wurde das Unfallfolgenmodell der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ [3] in einigen Punkten an die speziellen Anforderungen dieser Analyse angepaßt (zum Beispiel Resuspensionsmodell für humides Klima, Berücksichtigung von Aktiniden im Ingestionspfad). Außerdem wurden neuere wissenschaftliche Erkenntnisse, insbesondere die neuen Dosisfaktoren nach ICRP⁶⁾-30 [4] berücksichtigt. Die Modifikationen bewirken pauschal betrachtet bei den Frühschäden eine Verringerung der ermittelten Zahlen, bei den Spätschäden eine Erhöhung. Sie sind allerdings für den Risikovergleich nicht entscheidend. Eine ausführliche Darstellung der Unfallfolgenrechnungen, die vom Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt wurde, enthält [5].

Frühschäden durch akute, tödlich verlaufende Strahlenkrankheit treten erst oberhalb bestimmter Schwellenwerte der Strahlenexposition auf. Solche Werte werden beim SNR-300 auch bei den schwersten Unfällen in der bewohnten Umgebung nicht erreicht. Diese Aussage ändert sich nicht, wenn Evakuierungsmaßnahmen in der Rechnung nicht berücksichtigt werden.

Die Zahl somatischer Spätschäden, das heißt von Todesfällen aufgrund von Krebs und Leukämie, die durch eine unfallbedingte Strahlenexposition verursacht werden, wurde aufgrund einer linearen Dosiswirkungsbeziehung ohne Schwellenwert berechnet. Das bedeutet, daß auch sehr geringe Dosiswerte rechnerisch zu einer Erhöhung des Krebsrisikos führen.

Bild 3 zeigt die komplementäre Häufigkeitsverteilung für somatische Spätschäden. Zum Vergleich sind die analogen Ergebnisse aus der DWR-Studie (bezogen auf eine Anlage)

⁶⁾ ICRP = International Commission on Radiological Protection

dargestellt. Bei anderen Schadensarten (ausgenommen Frühschäden, die beim SNR-300 nicht zu erwarten sind) zeigen sich ähnliche Relationen.

Die für die Freisetzungskategorie 1 errechneten Spätschäden erhöhen sich etwa um den Faktor 3, wenn man davon ausgeht, daß im SNR-300 nicht – wie in der Studie angenommen – Plutonium aus Magnox-Reaktoren, sondern aus Leichtwasserreaktoren (LWR) verwendet wird. Dieser Effekt kommt dadurch zustande, daß in LWR-Plutonium ein wesentlich höherer Anteil des radiologisch bedeutenden Isotops PU 238 enthalten ist. Im Hinblick auf die Frühschäden wirkt sich dieser Unterschied allerdings nicht aus. Auch beim geänderten Nuklidinventar werden keine Frühschäden errechnet.

Die Streubreiten der Unfallfolgenrechnungen wurden in der SNR-Studie nicht quantifiziert. Qualitative Abschätzungen lassen hier keinen entscheidenden Unterschied zur DWR-Studie erwarten.

Risikovergleich SNR-300 – DWR

Die wesentliche Zielsetzung der Studie bestand darin, eine vergleichende Sicherheitsbetrachtung zwischen SNR-300 und DWR (Typ Biblis B) zu ermöglichen. Trotz der geringeren Aussagesicherheit der SNR-Studie zeigen die Ergebnisse, daß für den SNR-300 am Standort Kalkar sowohl die Häufigkeit schwerer Unfälle, als auch das Schadensausmaß bei solchen Unfällen geringer sind als bei einem DWR, wie sie in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ ermittelt wurden.

Das günstige Abschneiden des SNR-300 beim Risikovergleich läßt sich durch folgende Umstände erklären:

- Aufgrund des niedrigen Systemdrucks, des großen Abstandes zwischen Betriebstemperatur und Siedetemperatur des Kühlmittels und des „Cavity-Konzepts“ ist nur ein begrenzter Kühlmittelverlust denkbar.
- Die guten Wärmeübertragungseigenschaften und das hohe Wärmespeichervermögen des Kühlmittels ermöglichen eine passive Nachwärmeabfuhr.
- Die nachteiligen Eigenschaften des Kühlmittels Natrium werden durch entsprechende Vorkehrungen ausgeglichen.
- Die hohe Zuverlässigkeit der Reaktorschutz- und Abschalt-systeme kompensiert die nachteiligen neutronenphysikalischen Eigenschaften des Brutreaktors.
- Auch ein geschmolzener Kern kann im Reaktortank zurückgehalten und gekühlt werden.
- Der SNR-300 hat ein Doppelcontainment, in dem das Radionuklid-Inventar auch nach einem Tankversagen zurückgehalten werden kann.

Begrenzungen der Studie

Bei einer Bewertung der Ergebnisse der Studie – und bei einem Vergleich der Ergebnisse mit der DWR-Studie – sind die Begrenzungen zu berücksichtigen, die sich zum Teil aus der Aufgabenstellung, zum Teil aus methodischen Problemen ergeben. Vor allem die methodischen Probleme sind weitgehend die gleichen wie bei der DWR-Risikostudie. Sie werden hier nicht im einzelnen aufgeführt.

Von der Aufgabenstellung der Studie her, ergeben sich die folgenden Begrenzungen:

- Die Untersuchungen befaßten sich mit dem durch schwere Störfälle verursachten Risiko. Risiken, die sich aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb oder aus weniger gravierenden Störfällen ergeben könnten, wurden nicht untersucht. Risiken durch Brennstoffkreislauf und Abfallbehandlung lagen außerhalb der Aufgabenstellung der Studie und werden daher nicht behandelt.

- Ein möglicher Risikobeitrag durch Kriegseinwirkung wurde nicht untersucht, Risikobeiträge durch Sabotage nur qualitativ diskutiert.
- Andere Einwirkungen von außen wurden daraufhin untersucht, ob sie einen signifikanten Risikobeitrag liefern. Detailliert untersucht wurden Einwirkungen durch Flugzeugabsturz und vor allem durch Erdbeben.
- Risikobeiträge durch anlageninterne Brände konnten – entsprechend dem Planungsstand der Anlage – nur qualitativ behandelt werden.
- Die Studie stützte sich an vielen Stellen auf Untersuchungen, die im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens vom Gutachter durchgeführt bzw. bestätigt wurden. Solche Untersuchungen wurden nur dann nachvollzogen bzw. überprüft, wenn für die Risikostudie von anderen Voraussetzungen als im Genehmigungsverfahren ausgegangen wird.
- In der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ wurde für die Freisetzungskategorie 1, die zu den höchsten Aktivitätsfreisetzungen führt, eine Häufigkeit von $2 \cdot 10^{-6}/a$

abgeschätzt. In der vorliegenden Studie wurden auch Ereignisabläufe mit wesentlich geringerer Häufigkeit detailliert behandelt. Die Auswirkungen von Ereignisabläufen, für die eine Eintrittshäufigkeit von weniger als $10^{-9}/a$ abgeschätzt wurde, wurden jedoch nicht mehr quantitativ untersucht. Die Untersuchungen lassen aber darauf schließen, daß sich selbst bei Ereignisabläufen mit noch geringerer Eintrittshäufigkeit keine drastische Erhöhung der Auswirkungen ergeben würde.

Schrifttum

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Risikoorientierte Analyse zum SNR-300. GRS-51 (Oktober 1982)
- [2] Mayer, G.: Schneller Brutreaktor SNR-300 – Funktion und Sicherheit –. GRS-S-29 (August 1979)
- [3] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Hauptband – Hrsg. BMFT, Bonn, 1979, Verlag TÜV Rheinland, Köln
- [4] ICRP: ICRP-Publications No. 30, Part 3: Limits for Intakes of Radionuclides by Workers; Annals of the ICRP, Vol. 6 No. 2/3, 1981
- [5] Bayer, A. und J. Ehrhardt: Unfallfolgenrechnungen und Risikoabschätzungen im Rahmen der „Risikoorientierten Analyse zum SNR-300“. KfK, 3423, in Vorbereitung

Diskussion

D. v. Ehrenstein (Universität Bremen):

Ich muß die Gelegenheit der Diskussion dieses Vortrages nutzen, um eine weitergehende Bemerkung zu machen, die sich nicht auf diesen Vortrag unmittelbar bezieht, da die Zeitplanung dieser Veranstaltung hier und heute mit dem Sitzungstermin der Enquete-Kommission so „abgestimmt“ ist, daß ich dieses Fachgespräch in wenigen Minuten verlassen muß.

Ich muß meine Verwunderung hier ausdrücken, oder – deutlicher – meinen nachdrücklichen Protest hier zu Protokoll geben, daß es nicht möglich war, in diesem Programm, das sich so wesentlich mit der risikoorientierten Analyse des SNR-300 beschäftigt, mindestens einem einzelnen Vertreter der parallelen Forschungsgruppe die Möglichkeit der Darstellung aus seiner Sicht hier im Rahmen des regulären Programms einzuräumen. Stattdessen wurden die Mitarbeiter dieser Studie auf die Möglichkeiten der – so sagte es das Schreiben der GRS ausdrücklich – „kurzen Diskussionsbeiträge“ im Anschluß an die einzelnen Vorträge verwiesen. Zusätzlich zu dieser Zeitverkürzung der wissenschaftlichen Diskussion wurde für die genannten Mitarbeiter der parallelen Forschungsgruppe auch noch die finanzielle Barriere des Eintrittsgeldes von 320,- DM errichtet für die Möglichkeit, wenige Minuten hier das Wort zu ergreifen. Natürlich sind finanzielle Sparmaßnahmen immer sinnvoll, aber sie müssen auch in Relation zu der Tatsache gesehen werden, daß einige jüngere Mitarbeiter derzeit ohne Anstellung sind, und daß für das zur Diskussion stehende Großprojekt erhebliche, zum Teil zusätzliche, öffentliche Mittel (in Milliardenhöhe) aufgebracht werden müssen.

W. Ullrich (GRS):

Herr Professor v. Ehrenstein, wir wollen in diesen 15 Minuten das Referat diskutieren und kein Koreferat halten. Außerdem ist es seit langem Tradition der GRS, daß wir anlässlich der Fachgespräche über Arbeiten der GRS berichten. Was heute an Themen behandelt wird, ist in unserer Gesellschaft erar-

beitet worden. Wir sehen keine Veranlassung, andere Fachleute, die auf diesem Gebiet tätig geworden sind, heranzuziehen. Das entspricht der 10jährigen Tradition des IRS und seit sechs Jahren den Gepflogenheiten der GRS. Dabei soll es bleiben.

D. v. Ehrenstein (Universität Bremen):

Für diesen Fall soll mein heutiger Protest als Anregung für die Zukunft genommen werden, bei derartig kontroversen Themen wenigstens ein Koreferat für eine Gegenmeinung zuzugestehen.

W. Ullrich (GRS):

Herr Professor v. Ehrenstein, es bleibt Ihnen und der Forschungsgruppe „Schneller Brüter“ unbenommen, ähnliche Fachgespräche an der Universität Bremen oder anderswo zu veranstalten. Wir werden daran teilnehmen, wenn wir von Ihnen eingeladen werden.

D. v. Ehrenstein (Universität Bremen):

Wenn die Arbeit der parallelen Forschungsgruppe denn wirklich so fragwürdig sein sollte, wie immer wieder erwähnt wird – häufig übrigens bei Anlässen, bei denen keine Möglichkeit einer Diskussionsentgegnung besteht – dann hätte man eine offene Sachauseinandersetzung doch gerade vor einem derartigen Forum wie dem heutigen hier suchen und besonders fördern müssen.

Ich möchte abschließend zusammenfassen: Der Erleichterung einer offenen, emotionsfreien, fairen wissenschaftlichen Sachdiskussion haben die Veranstalter des heutigen Fachgesprächs keinen Dienst erwiesen und damit der zunehmenden Sprachlosigkeit Vorschub geleistet. Wir sollten dies alle bedauern.

A. S c h a t z (BBR, Mannheim):

Im Vortrag sind die Voraussetzungen und Annahmen, die beim Vergleich DWR – SNR zugrundegelegt wurden, nicht deutlich herausgekommen. Ich gehe davon aus, daß realistische Betrachtungen angestellt worden sind. Bei der DWR-Studie ist von sehr konservativen Annahmen ausgegangen worden.

Da die Voraussetzungen für den DWR günstiger sind als man damals angenommen hat, halte ich den Vergleich für nicht ganz echt.

K. K ö b e r l e i n (GRS):

Der Vergleich bezieht sich auf die Ergebnisse der DWR-Risikostudie von 1979. Das entspricht der Aufgabenstellung der hier vorgestellten Studie. Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ hat die Meinung vertreten, daß das Risiko des SNR nicht höher sein darf als das des DWR, wie es in der „Deutschen Risikostudie“ ermittelt wurde. Diesen Sachverhalt muß man bei einem Vergleich natürlich berücksichtigen. Andererseits enthält auch die SNR-Studie eine ganze Reihe pessimistischer Annahmen.

H. V o s s e b r e c k e r (Interatom, Bergisch-Gladbach):

Meine Frage betrifft die Common-Mode-Ansätze (CMA), wie sie in der Studie gemacht wurden, insbesondere bei den Abschaltssystemen. Sie sagten selbst, daß eine physikalisch glaubhafte Ursache für den Ausfall eines Abschaltstabes nicht ersichtlich ist. Sie wenden daher „Nullfehlerstatistik“ und pessimistische CMA-Annahmen an, um die Unverfügbarkeit der Abschaltung abzuschätzen. Mir leuchtet ein, daß man bei einer Risikostudie zu diesen Hilfsmitteln greifen muß. Auf der anderen Seite implizieren sie – überspitzt gesagt – eine gewisse Innovationsfeindlichkeit, da der planende Ingenieur kaum noch die Möglichkeit hat, Verbesserungen vorzuschlagen, die nicht durch solche CMA-Ansätze als unwirksam bewertet werden. Was ist zu diesem Konflikt zu sagen?

K. K ö b e r l e i n (GRS)

Dies scheint mir ein grundsätzliches Problem zu sein, bei Systemen mit extrem hoher Zuverlässigkeit, wie sie durch

die bei den SNR-Schnellabschaltssystemen verwirklichten Maßnahmen erreicht wird. Man kommt hier an die Grenze der Analyse. Wir hielten es nach einer detaillierten Analyse der Unterschiedlichkeit zwischen beiden Abschaltssystemen für einen vernünftigen Ansatz, einen Wert etwa in der Mitte zwischen völliger Abhängigkeit und völliger Unabhängigkeit beider Systeme anzunehmen. Dabei muß man sehen, daß bereits die Nichtverfügbarkeiten der Einzelsysteme wesentlich durch Common-Mode-Bewertungen bestimmt wurden. Bei einem System, bei dem ein Totalausfall durch Zufallsausfälle nicht mehr vorstellbar ist, spielt zwangsläufig der Common-Mode-Ausfall die entscheidende Rolle. Es wird immer schwierig sein, die Wahrscheinlichkeit von Common-Mode-Ausfällen genauer zu quantifizieren. Hier muß man sich auf vorsichtige Abschätzungen stützen. Dies drückt sich auch in der relativ großen Bandbreite der Ergebnisse aus.

H. S o b o t t k a (KWU, Offenbach):

Warum wurde bei der Common-Mode-Bewertung des Schnellabschaltssystems die pessimistische β -Faktor-Methode (keine Berücksichtigung gestaffelter Koppelung hochredunder Systeme) und nicht das Marshall-Olkin-Verfahren verwendet?

K. K ö b e r l e i n (GRS):

Ich glaube, daß dies nicht so sehr eine Frage der angewandten Methoden, sondern der verfügbaren Daten ist. Sie werden immer auf Probleme stoßen, wenn Sie es mit Nichtverfügbarkeiten im Bereich von 10^{-7} , 10^{-8} oder noch kleiner zu tun haben. Man hat zwar aus anderen Technologien, zum Beispiel der Luftfahrttechnik, Erfahrungswerte, daß für sehr zuverlässig aufgebaute Systeme Nichtverfügbarkeiten in dieser Größenordnung erreichbar sind. Ich glaube aber, daß man hier an eine prinzipielle Grenze stößt. Auch wenn die Systeme in der Realität noch besser sind, wird sich dies analytisch – und in der Regel auch empirisch – kaum mehr nachweisen lassen. Ich halte es auch nicht für entscheidend, ob der Wert bei 10^{-7} oder bei 10^{-9} liegt. Es kommt auf die Größenordnung des Risikos an. Das ist die entscheidende Aussage. Wir sollten uns hier nicht zu sehr an einer Zehnerpotenz aufhängen.

Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR

Von A. Scharfe, P. Bogorinski und H. Schulz¹⁾

Kurzfassung

Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme

Selbst das Versagen aller Nachwärmeabfuhrsysteme führt nicht unmittelbar zu einer Kernzerstörung. Die große Speicherkapazität des Reaktorsystems – die sogar größer ist als die des Hochtemperaturreaktors – und die Wärmedämmverluste an der Kühlmittelschleifung begrenzen den Temperaturanstieg.

Der SNR-300 weist deshalb beim Ausfall aller Nachwärmeabfuhrsysteme ein sehr träges Temperaturverhalten auf. Damit verbleiben große Zeiträume (mindestens fünf Stunden), um durch einfache Maßnahmen, die von Hand erfolgen können, die Temperaturen auf zulässige Werte zu begrenzen. Im Gegensatz zum Druckwasserreaktor tragen beim SNR Ausfälle in den Nachwärmeabfuhrsystemen nicht wesentlich zum Risiko bei.

Rückhaltung von geschmolzenen Kernmaterialien im Reaktortank

Beim SNR-300 bestehen gute Voraussetzungen für die Rückhaltung der geschmolzenen Kernmaterialien, da noch ausreichend Kühlmittel im Reaktortank vorhanden ist, und die Wärme über das Tauchkühlsystem abgeführt werden kann.

In Abhängigkeit des vorangegangenen Unfallablaufes verteilen sich die geschmolzenen Kernmaterialien auf verschiedene Strukturen innerhalb des Reaktortanks. In der überwiegenden Anzahl der Fälle kann ein direktes Durchschmelzen dieser Strukturen ausgeschlossen werden.

Für eine Kernzerstörung infolge Versagens der Schnellabschaltssysteme ergab sich, daß die Wahrscheinlichkeit für die Rückhaltung der geschmolzenen Kernmaterialien innerhalb des Reaktortanks 92 % beträgt.

Vorgänge im Containment nach einer Kernzerstörung

Dargestellt wird ein Unfallablauf, bei welchem nach einem Ausfall der gesamten elektrischen Energieversorgung alle Sicherheitseinrichtungen ausfallen. Lediglich der Abschluß des Containments, der selbsttätig geschieht, erfolgt bestimmungsgemäß.

Der resultierende Druckanstieg pro Zeiteinheit ist zunächst gering. Durch chemische Reaktionen ist jedoch nach etwa einem Tag mit einem Versagen des Containmentsystems zu rechnen. Dieser Fall verdeutlicht das hohe Maß an Rückhaltefähigkeit des Containmentsystems, obwohl alle Kühlsysteme als ausgefallen angenommen wurden.

Abstract

Failure of the Residual Heat Removal (RHR) Systems

Even the failure of the RHR-systems does not immediately lead to a disruption of the core. Both the heat storage capability of the reactor system – which is even greater than that of the high-temperature reactor – and the loss of heat at the

reactor coolant boundary limit the temperature increase. The temperature at the SNR-300 therefore rises very slowly. Thus, at least five hours remain to limit the temperature to acceptable values by means of simple measures taken manually. In contrary to LWRs in the SNR the failure of the RHR will not contribute to the risk so much.

Retention of Melted Core Materials in the Reactor Tank

Good preconditions are given in the SNR-300 for the retention of melted core materials, because the coolant level in the reactor tank is still sufficiently high to remove the heat by the immersion cooler.

Contingent on the course the accident takes, the melted core materials spread over the structures within the reactor tank. In the majority of cases, a direct melt-through of these structures may be excluded. Starting out from a core disruption originated by a failure of the Reactor-Shutdown-Systems, the probability for retaining the melted core materials within the reactor tank proved to be 92 per cent.

Occurrences in the Containment after a Core Disruption

Described is the course of an accident, in which all engineering safeguards fail after the breakdown of the entire energy supply. Only the automatic closure of the containment works as provided in the design.

The resulting pressure rise per unit of time is very small. Because of chemical reactions, however, the failure of the containment system is expected to occur after about one day. This case elucidates the high degree of retention capability of the containment system, even under the assumption that all cooling systems have failed.

Einleitung

In diesem Vortrag sollen einige wichtig erscheinende Aspekte, die typisch für den SNR sind, vorgestellt werden. Zur Veranschaulichung soll in einigen Fällen ein Vergleich mit anderen Reaktorsystemen durchgeführt werden.

Die Themenkreise, die detaillierter angesprochen werden sollen, sind:

- die Vorgänge beim Ausfall von Nachwärmeabfuhrsystemen;
- die thermische Belastung der Reaktortankeinbauten durch die geschmolzenen Kernmaterialien bzw. die Rückhaltefähigkeit dieser Materialien im Reaktortank und
- die Vorgänge im Containmentsystem nach einer Kernzerstörung.

Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme

Bei allen Störungen in der Anlage, die zu einem Anspringen von Reaktorschutzgrenzwerten führen, werden durch das Reaktorschutzsystem die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und die Primär- und Sekundärpumpen abgeschaltet. Die Nachzerfallsleistung wird dann über die Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt. Auch nach dem betriebsmäßigen Abfahren der Anlage werden die Nachwärmeabfuhrsysteme in Betrieb genommen.

¹⁾ Dr.-Ing. Achim Scharfe, Dipl.-Ing. Peter Bogorinski und Ing. (grad.) Helmut Schulz sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS.

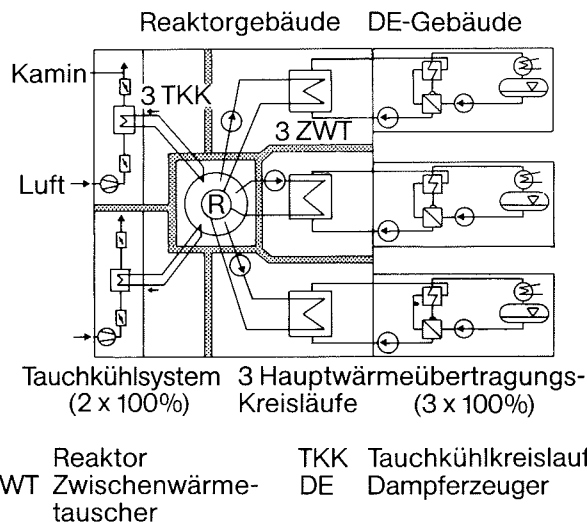


Bild 1: Nachwärmeabfuhrsysteme

Der SNR-300 verfügt über zwei diversitäre Nachwärmeabfuhrsysteme: Das strangspezifische Nachwärmeabfuhrsystem und das Tauchkühlsystem (Bild 1).

Das strangspezifische Nachwärmeabfuhrsystem besteht aus drei Parallelsträngen. In den Natrium-Hauptkühlkreisläufen wird die Nachzerfallsleistung im Zwangsumlauf bis zum Tertiärkreislauf transportiert. Jeder Strang des tertiären Nachwärmeabfuhrsystems ist jeweils einer Natrium-Hauptkühlkette (bestehend aus Primär- und Sekundärkreislauf) zugeordnet und als geschlossener Wasserdampfkreislauf aufgebaut. Die Rückkühlung erfolgt durch das Nebenkühlwassersystem.

Jeder der drei Stränge des Nachwärmeabfuhrsystems ist in der Lage, die Nachzerfallsleistung allein abzuführen. Das heißt, das strangspezifische Nachwärmeabfuhrsystem stellt ein 3x100%-System dar. Dies trifft auch für den Fall zu, daß in den Hauptkühlkreisläufen kein Zwangsumlauf vorliegt. Der Wärmetransport in den Natriumkreisläufen erfolgt dann im Naturumlauf.

Das Tauchkühlsystem besteht aus sechs einzelnen, geschlossenen Natriumkreisläufen, von denen je drei einem Luftkühler mit Gebläse zugeordnet sind. Die guten Wärmeübertragungseigenschaften des Kühlmittels erlauben die Positionierung der Tauchkühler und damit die Abfuhr der Nachzerfallsleistung direkt aus dem Reaktortank. Auch für den Fall, daß der Zwangsumlauf in den Natriumkreisläufen ausfällt, kann die Nachzerfallsleistung im Naturumlauf transportiert werden.

Steuerung, Regelung und Energieversorgung sind entsprechend einer 2x100%-Redundanz aufgebaut. Die Rückkühlung kann auch luftseitig im Naturzug erfolgen. Dazu ist die Betätigung von je zwei Klappen (Drallregler und Einfrierschutzklappen) im Kaminsystem erforderlich.

Tafel 1: Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme: Vergleich verschiedener Reaktorsysteme

	ROA SNR-300	PSH HTR-1160
Wärmekapazität (Vollastsekunden/K)	2,2	0,6
Temperaturanstieg pro Zeiteinheit (K/min)	0,3	1,8

Somit stehen für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung fünf 100%-Redundanzen zur Verfügung.

Beim Druckwasserreaktor sind Kühlmittelverluste von großer Bedeutung für die sicherheitstechnische Auslegung. Die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ [2] hat gezeigt, daß die durch einen Kühlmittelverlust ausgelösten Kernschmelzunfälle risikodominant sind.

Im Gegensatz zum Druckwasserreaktor benötigt der SNR-300 zur Sicherung der Abfuhr der Nachzerfallsleistung selbst bei einem Leck in der Kühlmittelumschließung keine aktiven Sicherheitseinrichtungen zum schnellen Ausgleich von Kühlmittelverlusten. Eine schnelle Kühlmittelleinspeisung ist nicht erforderlich.

Durch den geringen Systemdruck und die konstruktive Gestaltung der Primärkreisläufe werden die Leckmengen derart begrenzt, daß der Reaktorkern von Natrium bedeckt bleibt. Die Nachzerfallsleistung kann dann über die intakten Hauptkühlkreisläufe und das Tauchkühlsystem abgeführt werden.

Inhärente Eigenschaften des Systems (Unterbrechung des Ausfließvorganges durch Gaseinbruch) sichern, daß selbst im Fall eines Lecks an Nebenleitungen und der Annahme, daß die Doppelabsperrarmaturen nicht schließen, die Nachzerfallsleistung über das Tauchkühlsystem abgeführt werden kann.

Der Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme führt nicht zwangsläufig zu einer Kernzerstörung. Die im Kern erzeugte Nachzerfallsleistung kann im Naturumlauf in die Primär- und Sekundärkreisläufe des Hauptkühlsystems transportiert werden. Auch in den Tauchkühlkreisläufen stellt sich Naturumlauf ein. Damit steht die große Wärmekapazität dieser Kreisläufe zur Begrenzung des Temperaturanstiegs zur Verfügung.

Es ist interessant, in diesem Zusammenhang einen Vergleich der zur Verfügung stehenden Wärmekapazitäten verschiedener Reaktorsysteme durchzuführen (Tafel 1). Als Vergleich kann der Hochtemperaturreaktor HTR-1160 herangezogen werden, wie er der Sicherheitsstudie [3] zugrundeliegt. Der Druckwasserreaktor ist nicht als Vergleich herangezogen worden, da der entsprechende Zahlenwert sehr stark von dem auslösenden Einleitungsereignis abhängt.

Der Vergleich der Wärmekapazität in Vollastsekunden/K ergibt beim SNR-300 im Vergleich zum HTR-1160 einen um Faktoren höheren Wert. Dementsprechend weist der SNR-300 einen geringeren Temperaturanstieg pro Zeiteinheit auf als der HTR-1160 mit seiner bekanntermaßen hohen Wärmekapazität.

Die Wärmekapazität beim HTR ist im wesentlichen im Reaktorkern konzentriert, das heißt am Entstehungsort der Nachzerfallsleistung. Der Kreislauf ist gut isoliert, um eine Aufheizung des Betons zu vermeiden.

Beim SNR ist demgegenüber die Wärmekapazität im wesentlichen auf den Primär- und Sekundärkreislauf verteilt. Die Voraussetzung zur Nutzung dieser Wärmekapazität ist der Transport der Nachzerfallsleistung im Naturumlauf.

Versuche zum Nachweis des Naturumlaufes sind in verschiedenen Prototypanlagen durchgeführt worden. So zum Beispiel im EBR-II (USA), Phenix (F), PFR (UK), FFTF (USA). Die Versuche zeigen, daß im Anschluß an das Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen der Naturumlauf ohne Verzögerung zustande kommt.

Solche Versuche werden verglichen mit den Ergebnissen, die mit Hilfe von Rechenprogrammen ermittelt werden. Dies ist zum Beispiel für die Versuche zum Naturumlaufverhalten des FFTF mit dem Rechenprogramm SSC geschehen [4]. Das Rechenprogramm SSC beschreibt die Gesamtanlage eines SNR.

Im Bild 2 ist ein Vergleich des gemessenen und des mit dem Rechenprogramm SSC berechneten zeitlichen Verlaufes der Primär- und Sekundärnatriumdurchsätze dargestellt. Der Versuch stellt den Fall eines „nicht beherrschten Notstromfalles aus Nennleistung“ dar. Die Ergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung.

GRS-Untersuchungen mit dem Rechenprogramm SSC, mit dem die SNR-300 Gesamtanlage nachgebildet wurde, bestätigen, daß sich in den Natrium-Hauptkühlkreisläufen Naturumlauf einstellt. Durch die Nachwirkung der auslaufenden Hauptkühlmittelpumpen, die vor Beginn der Störung betrieben wurden, wird die Entwicklung des Naturumlaufes begünstigt.

Neben der hohen Wärmekapazität trägt die Wärmeabfuhr über die Oberflächen der Kühlmittelschließung durch Wärmedämmverluste zur Begrenzung des Temperaturanstieges bei. Im Bild 3 ist der Verlauf der mittleren Natriumtemperatur in den Hauptkühlkreisläufen dargestellt, wie er in [1] dokumentiert ist.

Daraus kann entnommen werden, daß – für den Fall mit geschlossenen Luftkühlerklappen – nach etwa 60 h die Wärmedämmverluste die entstehende Nachzerfallsleistung aufwiegen; die Natriumtemperaturen steigen nicht mehr an. Dabei ist unterstellt, daß nach dem Ausfall der fünf Nachwärmeabfuhrredundanzen jegliche Maßnahmen unterbleiben. Die Wärmedämmverluste verteilen sich folgendermaßen: 43 % im Primärkreislauf, 42 % im Sekundärkreislauf und 15 % im Tauchkühlsystem.

Gegenüber dieser „passiven“ Nachwärmeabfuhr durch Wärmedämmverluste können die auftretenden Temperaturen erheblich reduziert werden, wenn die Luftklappen an den Natrium-Luft-Kühlern des Tauchkühlsystems geöffnet werden. Durch den einsetzenden Naturzug im Kaminsystem können die auftretenden Natriumtemperaturen stark reduziert werden. Im Bild 3 ist der mittlere Natriumtemperaturverlauf dargestellt, wie er sich ergibt, wenn die Klappen der Luftkühler und die Drallregler nach 5 h geöffnet werden.

Die im Genehmigungsverfahren untersuchten Störfallbelastungen bei vergleichbarem Temperaturniveau führen im Reaktortank, in den Rohrleitungen und an anderen Komponenten der Nachwärmeabfuhrsysteme zu Beanspruchungen, die innerhalb der zulässigen Grenzen liegen. Folgeschäden an den Komponenten sind daher nicht zu erwarten.

Das Öffnen der Luftklappen ist eine einfache und übersichtliche Maßnahme. Das Öffnen ist per Hand vor Ort möglich. Die Bewegung der Klappenwellen bzw. der Drallregler kann bei der Betätigung sowohl direkt als auch an vorhandenen Stellungsanzeigen beobachtet werden.

Die zulässige Zeit, bis zu der Maßnahmen ergriffen werden müssen, beträgt demnach mindestens fünf Stunden. Die Bewertung des Temperaturverlaufs läßt jedoch erwarten, daß diese Zeit erheblich größer ist. Im Rahmen der Sicherheitsstudie für den HTR-1160 [3] wurde die entsprechende zulässige Ausfallzeit der Nachwärmeabfuhrsysteme ermittelt. Für den „nichtbeherrschten Notstromfall“ beträgt sie drei Stunden.

Die im Bild 3 dargestellten Verläufe sind in [1] zugrundegelegt worden. In [1] wurde darauf hingewiesen, daß bezüglich der Wärmedämmverluste pessimistische Annahmen getroffen wurden. Eine vom Hersteller in der Zwischenzeit durchgeführte detaillierte Ermittlung ergab eine signifikante Erhöhung dieser Verluste.

Die entsprechenden Verläufe der Temperatur sind in Bild 4 dargestellt. Gegenüber den Fällen mit pessimistischen Annahmen bezüglich Wärmedämmverlusten (Bild 3) ergibt sich eine erhebliche Reduktion der Natriumtemperaturen. Für den Fall ohne jegliche Gegenmaßnahmen beträgt die Reduktion

etwa 100 °C: Die maximale mittlere Temperatur in den Natriumkreisläufen beträgt etwa 670 °C.

Solche Ergebnisse wiesen darauf hin, daß die Zeiträume, die zur Verfügung stehen bis geeignete Maßnahmen ergriffen werden müssen, sehr groß sind. Im Grenzfall ist die Möglichkeit erkennbar aufzuzeigen, daß selbst ohne Gegenmaßnahmen eine Kernzerstörung praktisch auszuschließen ist.

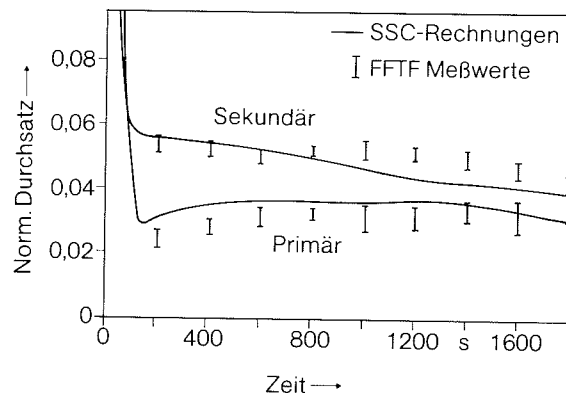


Bild 2: Natriumdurchsatz bei Naturumlauf aus Nennleistung

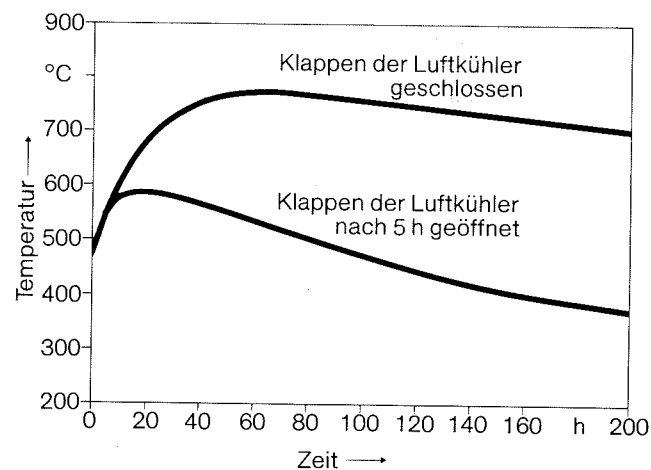


Bild 3: Mittlere Temperatur der Natriumkreisläufe (pessimistische Werte für Wärmedämmverluste)

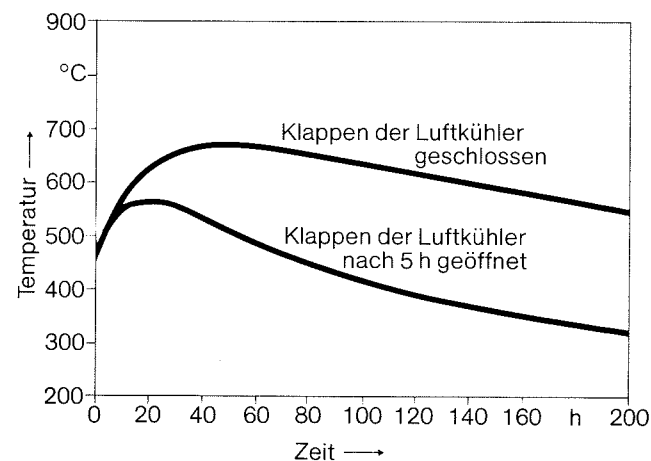


Bild 4: Mittlere Temperatur der Natriumkreisläufe (realistische Werte für Wärmedämmverluste)

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß der SNR-300 beim Ausfall aller Nachwärmeabfuhrsysteme ein sehr träges Temperaturverhalten aufweist. Damit verbleiben große Zeiträume, um durch einfache Maßnahmen, die von Hand erfolgen können, die Temperatur auf zulässige Werte zu begrenzen. Im Gegensatz zum Druckwasserreaktor tragen daher beim SNR Ausfälle in den Nachwärmeabfuhrsystemen nicht wesentlich zum Risiko bei.

Rückhaltung von geschmolzenen Kernmaterialien im Reaktortank

Das nächste Thema, das angesprochen werden soll, ist die thermische Belastung der Reaktortankeinbauten durch die geschmolzenen Kernmaterialien bzw. die Rückhaltefähigkeit für die Materialien im Reaktortank.

Wird eine Kernzerstörung unterstellt, so kann es einerseits zu einer mechanischen Energiefreisetzung kommen, wenn es unter pessimistischen Annahmen zu einer schnellen Leistungsentbindung im Reaktorkern kommt. (Näheres dazu enthält der nächste Beitrag „Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR“.) Andererseits ist mit geschmolzenen Kernmaterialien zu rechnen.

Hier ergeben sich Unterschiede zu den Vorgängen bei einem Druckwasserreaktor. Bei den in der Deutschen Risikostudie [2] dominierenden Lecks kommt es zunächst nur zu einer Kernschmelze. Diese kann mangels Kühlmittel innerhalb des Reaktordruckbehälters nicht gekühlt werden und gelangt in das Containment.

Beim SNR verbleibt in der Regel das Kühlmittel im Reaktortank, so daß die Möglichkeit besteht, die geschmolzenen Kernmaterialien im Reaktortank dauerhaft zu kühlen, um zu verhindern, daß sie in das Containment gelangen.

Voraussetzungen für die Brennstoffrückhaltung

Die Rückhaltefähigkeit der geschmolzenen Kernmaterialien ist in der SNR-Studie bewertet worden. Im SNR-300 bestehen günstige Voraussetzungen für die Rückhaltung der Kernschmelze:

- Der Spiegel im Reaktortank, bei dem die Nachwärmeabfuhr über die Hauptwärmeübertragungskreisläufe bzw. die Tauchkühler noch möglich ist, wird auch dann eingehalten, wenn ein Tankleck und einzelne Lecks in den Primärkreisen auftreten.
- Das Brennstoffvolumen ($1,1 \text{ m}^3$) ist sehr klein im Vergleich zum Kühlmittelvolumen (300 m^3).
- Das Kühlmittel Natrium hat sehr gute Wärmeübertragungseigenschaften und eine hohe Siedetemperatur.
- Die Nachzerfallsleistung ist im Vergleich zur Wärmekapazität der vorhandenen Natrium- und Stahlmassen gering.
- Das Tauchkühlsystem ist redundant und wie der Reaktortank gegen eine mechanische Energiefreisetzung von 370 MJ ausgelegt.
- Die Nachwärmeabfuhr ist nicht nur über das Tauchkühlsystem, sondern auch über die Hauptkreisläufe möglich.
- Die Nachwärmeabfuhrsysteme sind innerhalb des Reaktortanks nicht auf aktive Systeme angewiesen.

Diese Voraussetzungen liegen in der überwiegenden Anzahl der Fälle vor. Das hat zwei Gründe:

- Als Einleitungsereignis für eine Kernzerstörung dominieren die Fälle mit einem Versagen der Schnellabschaltssysteme. Das heißt, der Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme und damit der Ausfall des Tauchkühlsystems steht nicht im Vordergrund als Einleitungsereignis für eine Kernzerstörung.

- Die Integrität des Tanksystems ist in den meisten Fällen gewährleistet. Damit verbleibt ausreichend Natrium im Reaktortank. Lediglich in den unwahrscheinlichen Fällen mit einer sehr hohen mechanischen Energiefreisetzung ist diese Voraussetzung nicht erfüllt.

Verteilung der Kernmaterialien

Zur Bewertung der Rückhaltefähigkeit von geschmolzenen Kernmaterialien muß zunächst die Verteilung dieses Materials im Reaktortank nach einer Kernzerstörung diskutiert werden.

Wie schon festgestellt wurde, kann es bei einer Kernzerstörung zu einer mechanischen Energiefreisetzung kommen. In Abhängigkeit davon kommt es zu einem mehr oder weniger starken Materialauswurf aus dem Kern und damit Verteilung des Kernmaterials im Reaktortank.

Die Einbauten des Reaktortanks, auf die wesentliche Anteile der Kernmaterialien gelangen und die eine Rückhaltefunktion übernehmen können, sind außer dem Kernbereich der untere Sammelbehälter, der Boden des internen Brennelementlagers und der untere Teil der Schildtank-Tragstruktur (Bild 5).

In Abhängigkeit des Unfallablaufes sind in der Studie mehrere Verteilungen der Kernmaterialien betrachtet worden. Für die grundsätzliche Betrachtung der Rückhaltefähigkeit sollen hier nur die Grenzfälle angesprochen werden.

Heftiger Materialauswurf

Bei allen Fällen mit mechanischer Energiefreisetzung ist ein vollständiger Kernmaterialauswurf in das obere Kühlmittelplenum anzunehmen. Das ausgeworfene Material wird in kleine Partikel zerteilt, die ihre Wärme sehr schnell an das umgebende Natrium abgeben und dadurch erstarren. Es wird weiterhin angenommen, daß sich die Partikel homogen im oberen Kühlmittelplenum innerhalb des Schildtanks verteilen und flächenproportional absetzen.

Alle Materialmengen, die in den äußeren Ringraum gelangen, würden keinen nennenswerten Anteil zur Wärmebelastung der Tankstrukturen liefern, da sie sich über sehr große Flächen verteilen und so ihre Wärmeleistung nicht abgeführt werden kann. Die Beschränkung der Materialverteilung auf die inneren Strukturen ist daher pessimistisch. Da angenommen wird, daß sich der ausgeworfene Brennstoff flächenproportional absetzt, gelangen Anteile auch wieder in den Kern zurück, so daß selbst nach vollständigem Auswurf mit gewissen Brennstoffmengen im Kern zu rechnen ist.

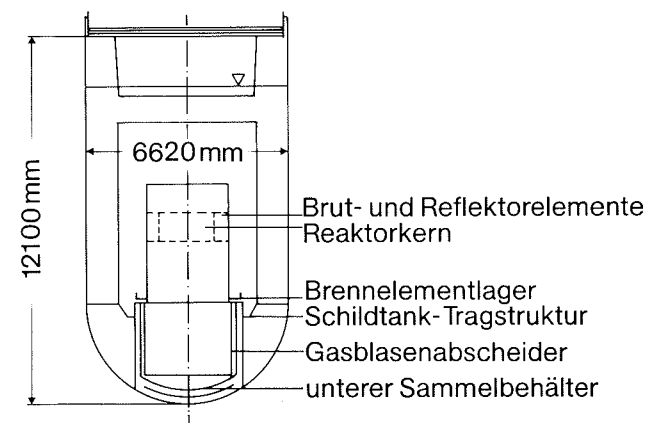


Bild 5: Rückhaltestrukturen im Reaktortank

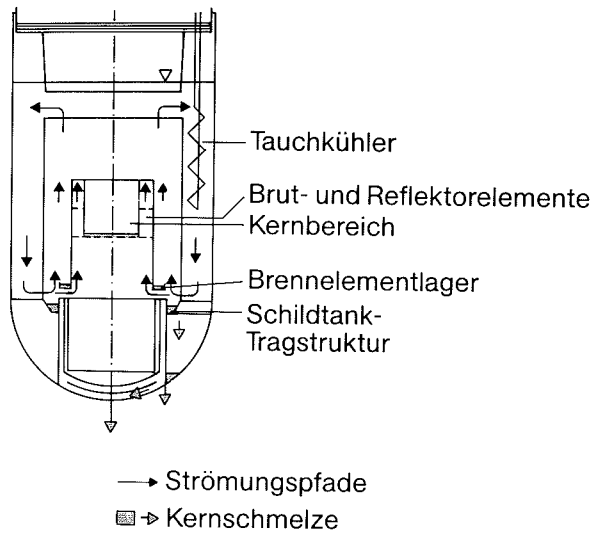


Bild 6: Zustand nach heftigem Materialauswurf

Mit dieser Annahme ist im Kernbereich mit etwa 15 % der Kernmaterialien zu rechnen. Die restlichen Kernmaterialien verbleiben (Bild 6) zu etwa gleichen Anteilen in den Brut- und Reflektorelementen in der Schildtank-Tragstruktur und am Boden des internen Brennelementlagers.

Im Bild 6 ist versucht worden, die sich einstellenden geometrischen Verhältnisse maßstabsgerecht nachzubilden. Die Höhe der Partikelschüttungen beträgt etwa 10 bis 24 cm.

Partikel, die über Brut- und Reflektorelemente absinken, gelangen in oder zwischen diese Elemente, bleiben auf der oberen Kernverspannungsebene liegen oder werden von Natriumströmungen fortgetragen. Diese Partikel werden sich daher sehr uneinheitlich ablagern und keine größeren Ansammlungen bilden, so daß sie zur Wärmebelastung der Tankstrukturen nicht nennenswert beitragen.

Auf dem Boden des internen Brennelementlagers und auf der Schildtanktragstruktur lagern sich die Kernmaterialien in Form von Granulatschüttungen ab. Bis zu einer kritischen Schütthöhe kann die Nachzerfallsleistung aus der Schüttung an die Umgebung abgegeben werden. Die kritische Schütthöhe wird bei der angenommenen Verteilung der Kernmaterialien kaum erreicht.

Wird dennoch unterstellt, daß die Nachzerfallsleistung nicht aus der Schüttung abgegeben werden kann, bildet sich nach dem Aufschmelzen des Kernmaterials eine dichte Kernschmelze.

Die an den Begrenzungsflächen der Kernschmelze abgegebene Wärme wird über sich ausbildende Strömungspfade bis zu den Tauchkühlern transportiert. Diese Strömungspfade sind im Bild 6 dargestellt. Es ist hervorzuheben, daß die Rückhaltestrukturen von Natrium umgeben sind, insbesondere auch unterhalb der Rückhaltestruktur, so daß sehr gute Voraussetzungen für die Rückhaltung bestehen. Dies führt dazu, daß ein direktes Durchschmelzen dieser Strukturen auszuschließen ist.

Ein Versagen der Rückhaltefähigkeit ist jedoch denkbar, wenn entweder die Festigkeit der Rückhaltestruktur bei erhöhter Temperatur nicht ausreicht, oder wenn die Bauteile durch eine mechanische Energiefreisetzung nennenswert beschädigt oder die Natrium-Strömungspfade beeinträchtigt worden sind.

Wird unterstellt, daß die Schildtank-Tragstruktur versagt, gelangt das Kernmaterial in den unteren natriumgefüllten

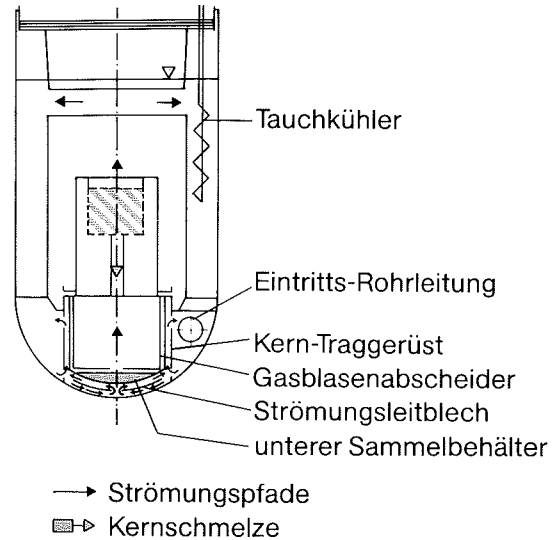


Bild 7: Zustand nach geringem Materialauswurf

Totraum. Dort kann es auf Dauer nicht zurückgehalten werden und wird den Reaktortank durchdringen.

Geringer Materialauswurf

Den zweiten Grenzfall für die Kernmaterialverteilung innerhalb des Reaktortanks stellen die wahrscheinlichen Unfallabläufe dar, bei denen keine nennenswerte Energiefreisetzung bei der Kernzerstörung auftritt und deshalb ein Großteil der Kernmaterialien im Kernbereich verbleibt.

Da angenommen werden kann, daß die Kernmaterialien nicht längerfristig im Kernbereich zurückgehalten werden können, schmelzen sie langsam weiter nach unten, nehmen dabei den unteren axialen Brutmantel in die Schmelze mit auf und erreichen frühestens nach einer Stunde die Höhe der Gitterplatteneinsätze. Diese Einsätze haben einen freien Durchmesser von etwa 8 cm und werden von der Schmelze direkt durchflossen.

Der Schmelzestrahle tritt in das natriumgefüllte untere Kühlmittelplenum ein, wo er einen Weg von etwa 2,2 m zurücklegen muß, bis er auf den Boden des Gasblasenabscheiders trifft. Wenn der Strahl auf diesem Weg in Wechselwirkung mit dem Natrium tritt, wird er aufgespalten und abgekühlt. Der Gasblasenabscheider wird demnach mit einem Niederschlag aus teilweise erstarrten Partikeln belegt. Die vom Brennstoff an das Natrium abgegebene Wärme kann ausreichen, um das gesamte Natrium innerhalb des Gasblasenabscheiders bis zum Siedepunkt zu erhitzen und erhebliche Natriummengen zu verdampfen. Dadurch entsteht ein Überdruck im Gasblasenabscheider, der den weiteren Zufluß der Schmelze von oben verhindert und Natrium aus dem Gasblasenabscheider in die Brutelemente und Eintrittsleitungen verdrängt. Die weiteren Folgen wurden in der Studie bewertet, sollen aber hier bei der Diskussion der Rückhaltestrukturen nicht weiter betrachtet werden.

Die Bewertung des Eintritts der Kernschmelze in den unteren Sammelbehälter führte dazu, daß eine Durchdringung dieser Struktur durch einen Schmelzestrahle zwar wenig wahrscheinlich ist, aber nicht ausgeschlossen werden kann.

Die Rückhaltefähigkeit des Gasblasenabscheiders wurde in der quantitativen Analyse außer acht gelassen. Die eigentliche Struktur mit einem hohen Potential zur Rückhaltung der Kernschmelze ist der untere Sammelbehälter.

In Bild 7 sind die sich ausbildenden Strömungspfade dargestellt. Unterhalb des unteren Sammelbehälters bildet sich

ein Natrium-Naturumlauf aus, der für einen ausreichenden Wärmetransport sorgt. Die in dem Bereich zwischen dem Kern-Traggerüst und Reaktortank abgegebene Wärme wird über die Eintrittsrohrleitung des Primärkreislaufes abgeführt. Die oberhalb der Kernschmelze abgegebene Wärme wird zu den Tauchkühlern transportiert.

Ein direktes Durchschmelzen ist unter diesen Umständen ausgeschlossen.

Zusammenfassung

In der SNR-Studie ist eine quantitative Abschätzung des Rückhaltevermögens von geschmolzenen Kernmaterialien im Reaktortank durchgeführt worden. Dabei sind alle Unfallablaufmöglichkeiten betrachtet worden, die in Abhängigkeit der Energiefreisetzung und damit auch des Materialauswurfes aus dem Kern mit den ihnen zugeordneten Verteilungen innerhalb des Reaktortanks auftreten können.

Für eine Kernzerstörung infolge Versagens der Schnellabschaltssysteme ergab sich, daß die Wahrscheinlichkeit für die Rückhaltung der geschmolzenen Kernmaterialien innerhalb des Reaktortanks 92 % beträgt. Bei den restlichen 8 % mit Versagen des Reaktortanks dominieren die Fälle, die zu einem zentralen Durchschmelzen führen, wenn große Mengen Kernschmelze zunächst im Kernbereich verbleiben. Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Reaktortanks sind pessimistische Annahmen eingeflossen. Detaillierte Untersuchungen könnten diese Zahlenwerte noch verringern.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß bei den dominierenden Unfallabläufen gute Voraussetzungen zur Kühlung von geschmolzenen Kernmaterialien nach einer Kernzerstörung bestehen. Diese Voraussetzungen begründen das hohe Maß an Rückhaltefähigkeit der Kernschmelze innerhalb des Reaktortanks.

Vorgänge im Containment nach einer Kernzerstörung

Als dritten Komplex soll im folgenden auf spezielle Vorgänge eingegangen werden, wie sie beim Containment des SNR nach einer Kernzerstörung auftreten können.

Wie auch bei anderen Reaktoren hat das Containment des SNR-300 die Aufgabe, die Rückhaltung der Spaltprodukte auch bei Verlust der Integrität der Kühlmittelumschließung zu gewährleisten. Wegen der chemischen Reaktionsfähigkeit des Kühlmittels Natrium sind die Räume, in welchen das Kühlmittel geführt wird, inertisiert. Deshalb ist das Containment des SNR-300 mehrschalig aufgebaut.

Im Bild 8 ist das Containment des SNR-300 dargestellt. Der Primärkreislauf ist von dem mit Stickstoff inertisierten inneren Containment umschlossen, das mit einem gasdichten Stahl liner ausgekleidet ist. Dieser Liner hat die Aufgabe, sowohl Leckagen nach außen zu verhindern, als auch sicherzustellen, daß aus dem Beton infolge thermischer Belastung ausgetriebenes Wasser nicht ins innere Containment gelangt. Damit sich dabei kein Druck zwischen Liner und Beton aufbaut, ist ein Dampfdruckentlastungssystem vorgesehen, das diesen Dampf wieder kondensiert bzw. ins äußere Containment leitet.

Bei einer Kernzerstörung und Versagen des Reaktortanks wird die aus dem Reaktortank austretende Kernschmelze von der Bodenkühleinrichtung aufgefangen und zurückgehalten. In der Auffangwanne wird das auslaufende Natrium gesammelt. Die Bodenkühleinrichtung hat ein Kühlsystem, das die von der Kernschmelze in die Bodenkühleinrichtung abfließende Wärme abführen kann. Damit soll ein Durchschmelzen der Bodenkühleinrichtung verhindert werden.

Im inneren Containment bildet sich eine Naturumlaufströmung aus, die die in der Reaktorzelle freigesetzte Wärme auf

die übrigen Räume verteilt, wo sie von den Betonstrukturen aufgenommen wird. Ein Teilstrom des Stickstoff-Naturumlaufes kühlt die Auffangwanne.

Weitere betriebliche Kühlsysteme des inneren Containments können für Störfallbetrachtungen unberücksichtigt bleiben. Zur Verhinderung eines unzulässigen Überdrucks ist das innere Containment mit einem Sicherheitsventil ausgerüstet, welches ins äußere Containment entlastet.

Die zweite Schale des Containmentsystems wird durch das äußere Containment gebildet. Bei Störfällen mit Verlusten der Integrität der Kühlmittelumschließung wird dieses durch das Reaktorschutzsystem gegenüber der Umgebung mit redundanten Lüftungsclappen abgeschlossen.

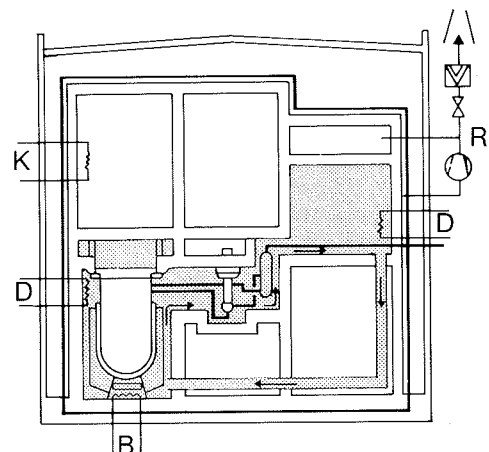
Im äußeren Containment sind Kühlsysteme vorgesehen, die ihre Funktion auch unter Unfallbedingungen erfüllen können. Damit wird auch gleichzeitig eventuell anfallender Wasserdampf kondensiert.

Das gesamte Containmentgebäude ist im Abstand von 60 cm von einer gasdichten Stahlblechhülle umgeben. Der Raum dazwischen wird bei einem Störfall von dem Reventingssystem auf 3 mbar Unterdruck gehalten, wobei Leckagen in den Spalt aus dem Containment und von der Außenatmosphäre in das äußere Containment zurückgespeist werden. Damit kann über einen längeren Zeitraum eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung unterbunden werden.

Bei Erreichen des Auslegungsdruckes des Containments kann das äußere Containment über das Exventingssystem druckentlastet werden, wobei die verbleibende Radioaktivität gezielt über Filter und Kamin abgegeben wird.

Im Rahmen der Studie sind acht unterschiedliche Unfallabläufe im Containment untersucht worden. Zur Veranschaulichung des Verhaltens des Containments soll ein Fall dargestellt werden, in dem mehrere Sicherheitseinrichtungen versagen.

Angenommen wird ein „nicht beherrschter Notstromfall“, bei dem es zum Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme kommt. Weiterhin wurde angenommen, daß die „passive“ Nachwärmeabfuhr nicht gelingt. Dadurch werden Kühlmittel und Strukturen aufgeheizt. Wird bei einer nachfolgenden Kern-



K: Raumkühlsysteme
D: Dampfdruckentlastungssystem
B: Bodenkühlsystem
R: Reventing-/Exventingssystem

Bild 8: Containmentsystem

zerstörung unterstellt, daß mechanische Energie freigesetzt wird, so muß damit gerechnet werden, daß der Reaktortank seine Integrität verliert.

Diese Situation wird frühestens zwei Tage nach Störfallbeginn eintreten. Dies ist die Zeit, die mindestens notwendig ist, bis die „passive“ Nachwärmeabfuhr versagt und danach so viel Natrium aus dem Reaktortank verdampft, daß es zu einer Kernzerstörung kommen kann.

Anhand des Bildes 9 soll die Funktionsfähigkeit der vorher angesprochenen Sicherheitseinrichtungen im Containment diskutiert werden.

Angenommen wurde, daß nach dem Verlust der Integrität des Reaktortanks dieser auf den Doppeltank abstürzt. Dadurch kann das Kühlsystem der Bodenkühleinrichtung sowie die Natriumauffangwanne beschädigt werden. Das dann in die Reaktorzone auslaufende Natrium blockiert die Rückströmkanäle, so daß der Stickstoffnaturumlauf unterbunden wird.

Als Folge des unbeherrschten Notstromfalles werden alle aktiven Sicherheitssysteme im Containment als ausgefallen angenommen. Das heißt, das Dampfdruckentlastungssystem und die Kühlsysteme im äußeren Containment können ihre Funktion nicht erfüllen.

Das Containment kann als isoliert angenommen werden, da der Abschluß des Containments bei Verlust der Energie automatisch ohne aktive Maßnahme erfolgt. Das Reventing- und Exventingssystem stehen jedoch nicht zur Verfügung.

Zusammenfassend ist im betrachteten Fall angenommen worden, daß alle Sicherheitseinrichtungen bis auf den Containmentabschluß versagen.

Im Bild 10 sind in Form eines Blockdiagramms die sich ergebenden Folgen dargestellt. Das ausgelaufene Natrium führt zu einer thermischen Belastung des Bodenliners wie auch des Fundamentes. Da gleichzeitig das Dampfdruckentlastungssystem nicht funktionsfähig ist, kommt es zum Versagen des Bodenliners. Dadurch kommt das Kühlmittel Natrium in Kontakt mit Beton.

Durch dann ablaufende exotherme chemische Reaktionen werden zusätzlich zur Nachzerfallsleistung noch erhebliche Energiemengen im inneren Containment freigesetzt.

Als erstes ist dabei die Natrium-Wasserdampfreaktion zu betrachten. Durch die thermische Belastung des Betons der Reaktorzone (biologischer Schild und Wände) wird Wasser aus dem Beton ausgetrieben. Es wird dabei im wesentlichen in drei Phasen freigesetzt, die mehr oder weniger stark mit der Bindung des Wassers im Betongefüge gekoppelt sind: Freies Porenwasser, physikalisch gebundenes und chemisch gebundenes Wasser. Insgesamt werden aus einem Kubikmeter Beton etwa 175 kg Wasser entweichen, wenn er auf 450 °C aufgeheizt wird.

Das Wasser gelangt nun über den defekten Bodenliner in die Natriumlache der Reaktorzone. Aus der chemischen Reaktion mit Natrium entstehen nun Natriumoxid und freier Wasserstoff. Dabei wird eine Energie von 171 MJ je kmol Wasser frei.

Ebenfalls von Bedeutung ist der chemische Angriff des Bodenbetons der Reaktorzone durch Natrium. Dabei finden exotherme Reaktionen zwischen Natrium und Siliciumoxid bzw. den im Beton enthaltenen Metalloxiden statt. Die Reaktionsgeschwindigkeiten sowie die maximale Eindringtiefe der Reaktionsfront und die freiwerdende Energie hängen von der verwendeten Betonsorte ab.

Aus den zur Verfügung stehenden Versuchen läßt sich für den im SNR-300 verwendeten silicatischen Beton nicht eindeutig die Ausbildung einer Schutzschicht aus Reaktionsprodukten und damit eine Begrenzung der Eindringtiefe

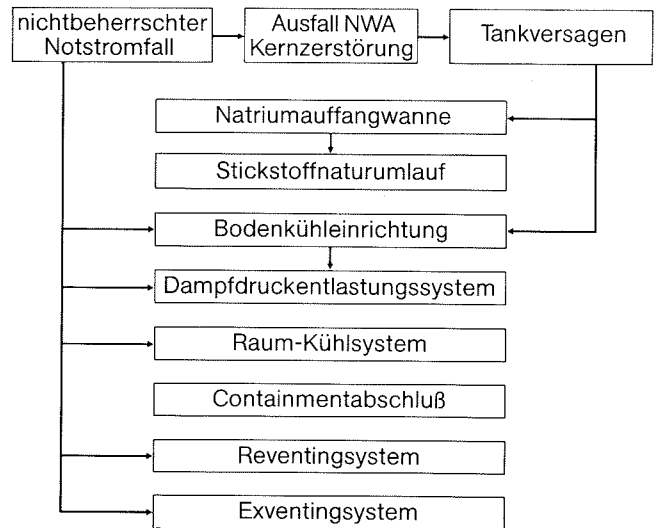


Bild 9: Zustand der Containment-Sicherheitssysteme nach Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme

ableiten. Daher wurde für die Studie ein fortschreitendes Eindringen der Reaktionsfront mit einer Geschwindigkeit von etwa 1,3 cm/h angesetzt, sobald der Liner großflächig durch Versagen der Bodenkühleinrichtung versagt.

Durch die Wärmezufuhr resultiert ein langsamer Druckaufbau im inneren und wegen der Leckagen auch im äußeren Containment. Durch Leckagen gelangt Wasserstoff aus dem inneren ins äußere Containment und vermischt sich dort mit der Luft. Im Verlaufe der Zeit baut sich dabei eine Wasserstoffkonzentration auf, die jenseits der Zündgrenzen jedoch nicht der Detonationsgrenzen liegen kann. Gleichzeitig bilden sich im inneren Containment durch Sieden der Natriumlache Natriumaerosole, die über das sich öffnende Sicherheitsventil ins äußere Containment gelangen. Dort reagiert das Natrium stark exotherm mit dem Luftsauerstoff und sorgt damit für eine Zündung des Wasserstoff-Luft-Gemisches.

Im Verlauf des Unfalles werden über 15 t Wasser frei und reagieren mit Natrium. Dies führt zu einem Energieeintrag von etwa 146 GJ. Demgegenüber ist der Anteil bei der Natrium-Beton-Wechselwirkung mit etwa 23 GJ gering.

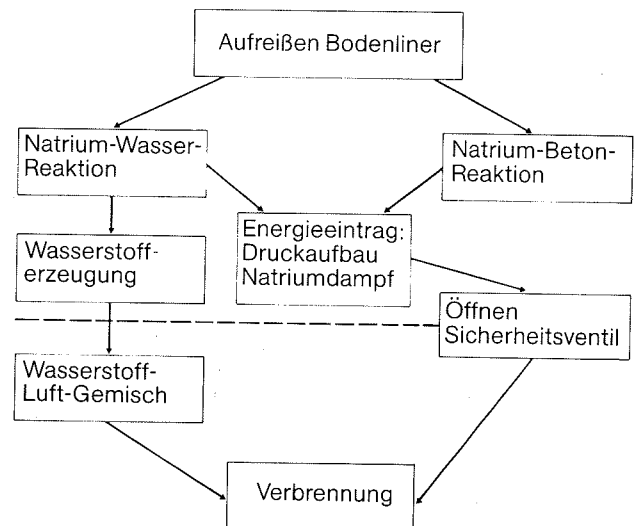


Bild 10: Vorgänge im Containment nach Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme

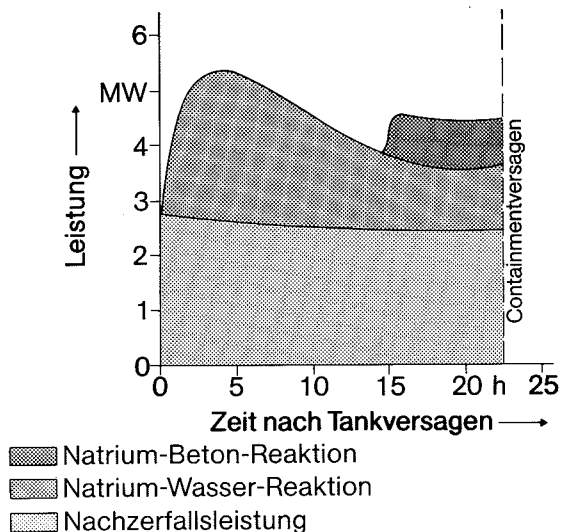


Bild 11: Energieerzeugung im Containment nach Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme

Im Bild 11 sind die verschiedenen Anteile zusammengestellt. Bei der Nachzerfallsleistung ist berücksichtigt, daß der Zeitpunkt des Reaktortankversagens nach frühestens zwei Tagen zu erwarten ist. Aus dem Bild ist ersichtlich, daß aus den Reaktionsmöglichkeiten des Natriums ein erheblicher Energieeintrag resultiert.

Im Bild 12 ist der Druckverlauf im Containment dargestellt. Er ist repräsentativ für die Freisetzungskategorie, in die der „nicht beherrschte Notstromfall“ im Rahmen der Risikoorientierten Analyse zum SNR-300 eingeordnet wurde.

Das Bild 12 zeigt, daß die zeitliche Änderung des Druckes gering ist. Der Verlust der Integrität des Containments wird erst einige Tage nach dem Tankversagen zu erwarten sein. Etwa 22 h nach Tankversagen ist jedoch mit der Zündung des Wasserstoff-Luft-Gemisches zu rechnen.

Obwohl eine Detonation ausgeschlossen werden kann, ist der Druckanstieg infolge Deflagration so stark, daß die

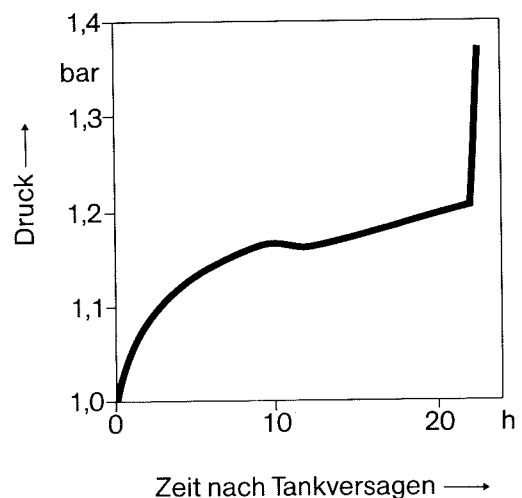


Bild 12: Druck im Containment nach Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme

Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet ist. Bei Berücksichtigung der Zeit, die vergeht, bis der Reaktortank versagt, ist damit frühestens nach drei Tagen nach Störfallbeginn zu rechnen.

Dies verdeutlicht das hohe Maß an Rückhaltefähigkeit des Containmentsystems und dies, obwohl alle Sicherheitseinrichtungen bis auf den Containmentabschluß als nicht funktionsfähig postuliert wurden.

Schrifttum

- [1] Risikoorientierte Analyse zum SNR-300. GRS-51, Oktober 1982
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Hauptband. Hrsg.: Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV-Rheinland, Köln, 1979
- [3] KFA, GRS: Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen. Jül-Spez-136 Bd, Dezember 1981
- [4] Khatib-Rahbar, M., et al.: LMFBR System-Wide Transient Analysis: The State of the Art and U.S. Validation Needs, vorgelesen auf dem 'International Topical Meeting on LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects', Lyon, 19.–23. Juli 1982

Diskussion

O. G r e m m (KWU Erlangen):

Wurde grundsätzlich kein Versagen des Gebäudeabschlusses angenommen?

A. S c h a r f e (GRS):

Im Rahmen der „Risikoorientierten Studie“ sind acht unterschiedliche Unfallabläufe im Containmentsystem untersucht worden. In vier dieser Fälle wurde unterstellt, daß der Containmentabschluß versagt. Dabei wurde unterschieden zwischen Fällen mit Weiterlaufen des Zuluft-Abluftbetriebes und Ausfall der Absperrklappen.

R. S a r t o r i (RW TÜV, Essen):

Ist beim Notkühlsystem Naturumlauf unterstellt worden? Ist bei Bild 12 ein Energieausfall für etwa 20 Stunden unterstellt worden?

A. S c h a r f e (GRS):

Zur ersten Frage: Zum Natriumkreislauf des Notkühlsystems ist berücksichtigt worden, daß die Nachzerfallsleistung im Naturumlauf zu den Luftkühlern transportiert werden kann.

Zur zweiten Frage: Bei dem in Bild 12 dargestellten „nicht beherrschten Notstromfall“, der zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr führt, ist unterstellt worden, daß die Funktionsfähigkeit der als ausgefallen angenommenen Sicherheitseinrichtungen nicht wieder hergestellt wird. Dabei ist nicht unterschieden worden, ob dies ausgelöst wird durch den längerfristigen Ausfall der elektrischen Energieversorgung oder dadurch, daß nach der Wiederherstellung der Energieversorgung die Sicherheitseinrichtungen ihre Funktion nicht mehr in vollem Umfang erfüllen können. Diese Annahme ist hinsichtlich der Auswirkungen pessimistisch.

Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR

Von R. Martens, W. Müller und S. Jordan¹⁾

Kurzfassung

Aus der Vielzahl der für die SNR-Risikostudie untersuchten Unfallabläufe wurden zwei ausgewählt, um die für das Freisetzungs- und Transportverhalten der radioaktiven Stoffe typischen Analysen zu demonstrieren.

Im ersten der hier vorgestellten Fälle bleibt das Containmentssystem des SNR über 22 h intakt. Danach wird unterstellt, daß das äußere Containment durch eine Wasserstoffverbrennung seine Integrität verliert. Da das Containmentsystem in diesem wie in den meisten Fällen eine relativ lange Einschlußzeit der radioaktiven Stoffe sicherstellt, ist der Rückhalteeffekt entsprechend hoch. Insgesamt werden – mit Ausnahme der Edelgase – 95 % der in die Containmentatmosphäre freigesetzten Radionuklide in der Anlage zurückgehalten. Konkret bedeutet das, daß bezogen auf das Kerninventar beispielsweise 3,8 % des Jods, aber nur 0,06 % des Brennstoffs (Uran, Plutonium) in die Umgebung gelangen.

Im zweiten hier beschriebenen Fall wird ein Versagen des Containmentsystems bereits nach fünf Minuten unterstellt. Wegen der Höhe der hierfür erforderlichen Energie kommt es zu einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Containmentatmosphäre. Die dadurch bewirkte hohe Konzentration luftgetragener radioaktiver Stoffe sorgt für eine rasche Ablagerung, so daß trotz der kurzen Verweilzeit über 80 % der in die Containmentatmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Anlage zurückgehalten werden.

Diese Ergebnisse zeigen, daß selbst bei extremen Annahmen über Unfallablauf und Aktivitätsfreisetzung beim SNR-300 ein hohes Maß an Rückhaltung gewährleistet ist.

Abstract

The paper presents a selection of the multitude of accident sequences, whose environmental impact has been investigated in the risk oriented analysis for the SNR-300. Two cases have been selected, one with a delayed release of fission products and fuel into the environment, and another, that causes a nearly instant release.

In the first case, the long residence time of the radioactive aerosols in the containment system before the release assures a corresponding high retention effect. With the exception of the radioactive noble gases 95 % of the activity released into the containment system are retained inside the plant. For single groups of nuclides the retention factor is much higher.

The necessary energy release for the second case produces a great mass of fuel and fission product aerosols. Therefore the deposition is accelerated due to the high aerosol mass concentration in the containment atmosphere. The consequence is a noticeable retention (> 80 %) in spite of the short time (~ 5 min) until the containment system fails and the release to the environment starts.

These results show that there is a high retention capability of the SNR-300 even under extreme assumptions about sequence activity release of accidents.

Einleitung

Wie gelangen bei schweren Unfällen des SNR radioaktive Stoffe vom Ort der Entstehung in die Umgebung? Diese Frage kann realistisch nicht anhand eines simplen, gerad-

linigen Modells beantwortet werden. Die Antwort erfordert daher einen größeren Aufwand an Analyse. Dabei wird das Freisetzungs- und Transportverhalten der Aktivität innerhalb der Reaktorcontainments mit Hilfe von Modellen und Programmsystemen untersucht, die die Wechselwirkung zwischen thermodynamischen und aerosolphysikalischen Parametern beschreiben.

Im Rahmen einer Risikostudie wird die obige Frage für ein ganzes Unfallspektrum gestellt, und die Antwort muß für jeden einzelnen Unfallablauf getrennt ermittelt werden. Die Darstellung aller Überlegungen, Berechnungen und Auswertungen, die hierfür im Rahmen der SNR-Risikostudie bei uns durchgeführt wurden, würde diesen Beitrag über Gebühr ausdehnen. Aus diesem Grunde wurden hier zwei Unfallsequenzen ausgewählt, die wir für die genannte Studie analysiert haben. Es handelt sich dabei zum einen um eine Kernzerstörung, die zum Versagen des Reaktortanks führt. Es wird unterstellt, daß die Wärmeabfuhr über die Bodenkühl-einrichtung (BKE) und den Stickstoffnaturumlauf unterbrochen ist, so daß der Liner des inneren Containments versagt. Die folgenden Natrium-Wasser- und Natrium-Beton-Reaktionen sowie die Natriumverdampfung bewirken nach etwa 33 h, daß der Brennstoff teilweise freiliegen kann. Im übrigen bleibt jedoch die Integrität des inneren Containments unversehrt. Im äußeren Containment wird angenommen, daß das Reventing/Exventingssystem ausfällt. Ferner kann es nach etwa 22 h zu einem zündfähigen Gemisch aus Wasserstoff und dem Luftsauerstoff kommen. Daher wird ab diesem Zeitpunkt ein Versagen unterstellt (Fall A).

Zum anderen wird als Extremfall eine Kernzerstörung untersucht, deren mechanischer Energiefreisetzung das innere Containment nicht standhält. Aktivität gelangt deshalb unverzögert ins äußere Containment. Der dort stattfindende Druckaufbau führt kurzfristig zum Versagen des äußeren Containments (Fall B).

Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktortank

Fall A

Phänomenologisch stellt sich der Ablauf der spontanen Freisetzung bei einer Exkursion in der ersten Phase etwa folgendermaßen dar (Bild 1): Der Kern heizt sich infolge der Leistungsexkursion auf die Schmelztemperatur des Brennstoffs von etwa 3040 K auf. Dabei verdampft das Natrium im Kernbereich. Dies führt zu einem weiteren Leistungsanstieg, verbunden mit einer weiteren Aufheizung des Kerns. Für den hier betrachteten Fall liegt die mittlere Temperatur des Kerns in dieser Zeitspanne über dem Siedepunkt des Brennstoffs (3760 K). Daher wird ein Teil des Brennstoffs und der Spaltprodukte in Dampf umgewandelt. Die zunächst auf den unmittelbaren Kernbereich beschränkte Dampfblase expandiert und verdrängt dadurch das über ihr stehende Natrium in das Schutzgasplenum (Expansionsphase). Das für die Expansion zur Verfügung stehende Volumen ist bei intaktem Tank auf das des Schutzgasplenums und dem Volumenzuwachs bei der Tankdehnung (etwa 70 m³) beschränkt. Am Ende dieser Expansionsphase ist die entstandene Brennstoffdampfblase wie auch der restliche flüssige Brennstoffanteil noch von Natrium überdeckt. Es wird davon ausgegangen, daß die Brennstoffdampfblase mit den darin enthaltenen gas- und aerosolförmigen Spaltprodukten innerhalb weniger Stunden in das Schutzgasplenum aufsteigt (Aufstiegsphase). Von dort gelangen radioaktive Stoffe über Leckagen in das innere Containment.

¹⁾ Dr. Reinhard Martens und Dipl.-Phys. Wolfgang Müller sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS; Dr. Siegfried Jordan, Kernforschungszentrum Karlsruhe

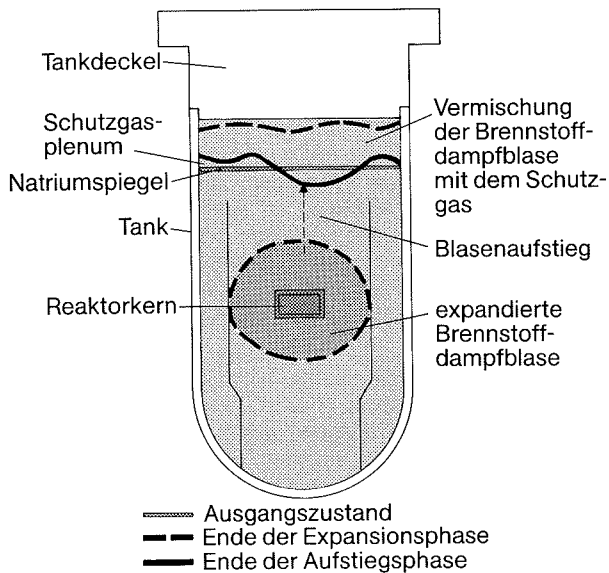


Bild 1: Aktivitätstransport im Tank bei der Exkursion

Betrachtet man das Freisetzungsverhalten einzelner Nuklidgruppen entsprechend diesem Phasenverlauf, ergibt sich folgendes Bild:

Edelgase

Aufgrund der Temperaturen ist mit einer vollständigen Freisetzung der Edelgase aus dem Brennstoff bereits während der Expansionsphase zu rechnen. Eine Rückhaltung im Natrium wird nicht unterstellt.

Halogene

Ähnlich wie die Edelgase werden die Halogene, im wesentlichen Jod, am Ende der Expansionsphase vollständig als Gas vorliegen. Bereits in den 60er Jahren erkannte man jedoch aus der Untersuchung von Störfällen in natriumgekühlten Forschungsreaktoren, daß Natrium gegenüber Jod ein erhebliches Rückhaltevermögen aufweist [1, 2]. Diese Beobachtungen wurden in der Folge vielfach theoretisch und experimentell genauer erforscht [3, 4, 5, 6]. Überträgt man die Ergebnisse auf die Verhältnisse beim SNR, so ergeben sich Freisetzungswerte am Ende der Aufstiegsphase von einigen Prozent. Das bedeutet, daß 90 % und mehr der Halogene im flüssigen Natrium zurückgehalten werden. Wegen der Unsicherheiten beim Vergleich der eingeleiteten thermischen Energie, der Temperaturen in der Brennstoffdampfblase sowie der geometrischen Randbedingungen wurde in der SNR-Risikostudie ein Wert von 50 % für die Freisetzung von Halogenen ins Schutzgasplenum angenommen.

Cäsium

Die Ergebnisse von Freisetzungsexperimenten mit Cäsium sind leider nicht ähnlich eindeutig wie die von Jod. Der Grund hierfür ist, daß das Rückhaltevermögen von Natrium gegenüber Cäsium sehr stark von der chemischen Form des Cäsiums abhängt. Daher können schon Verunreinigungen einen deutlichen Effekt bei der gemessenen Freisetzung hinterlassen. Unter SNR-Bedingungen ist davon auszugehen, daß Cäsium überwiegend in elementarer Form vorliegt. Für diesen Fall wurden vergleichsweise hohe Freisetzungsraten gemessen. Allerdings nimmt der spontane gasförmige Cäsiumanteil mit zunehmender Temperatur eher ab, da sich die Partialdrücke von Cäsium und Natrium hierbei wieder annähern. Da eine Extrapolation auf die Temperatur in der Brennstoffdampfblase nicht ohne weiteres möglich war,

gehen wir davon aus, daß 90 % des Cäsiuminventars ins Schutzgas gelangen. Dabei bleiben Zeiteffekte unberücksichtigt.

Antimon, Tellur

Für die ihrer Flüchtigkeit nach im Übergangsbereich liegenden Elemente Tellur (Te) und Antimon (Sb) existieren nur wenige detaillierte Untersuchungen. Beide Elemente reagieren rasch mit Natrium zu Verbindungen, deren Flüchtigkeit geringer als die von Natriumjodid (NaJ) ist, so daß chemische und physikalische Rückhaltemechanismen analog denen des Jods wirksam werden. Darüber hinaus lassen thermodynamische Überlegungen erwarten, daß beide überwiegend kondensiert vorliegen [4, 7]. Daraus läßt sich analog zu den Halogenen ein gas- oder aerosolförmig ins Schutzgasplenum gelangender Anteil in der Größenordnung von 1 % abschätzen.

Andererseits zeigten Versuche, bei denen eine Exkursion mit und ohne Natriumüberdeckung des Kerns herbeigeführt wurde, ohne Natrium als Rückhaltemedium für Tellur eine Freisetzung von 45 % des vorhandenen Inventars [8]. Daher wurde, wie bei den Halogenen, wegen der großen Unsicherheit bei der Extrapolation ein Anteil von 40 % im Schutzgasplenum unterstellt. Mit der Reduktion gegenüber den Halogenen wird den thermodynamisch günstigeren Eigenschaften der Jodverbindungen beider Elemente verglichen mit Natriumjodid Rechnung getragen.

Schwer flüchtige Spaltprodukte und Brennstoff

Die Freisetzungsteile der schwer flüchtigen Spaltprodukte (Erdalkalimetalle, Ruthenium, Lanthan) verhalten sich näherungsweise entsprechend ihrer Partialdrücke im Verhältnis zu dem des Brennstoffs [4, 9]. Der Anteil des verdampften Brennstoffs würde am Ende der Expansionsphase, unter der Annahme einer isentropen Expansion des Brennstoffes auf 70 m^3 , etwa 12 % der Masse betragen. Wie aus detaillierteren Rechnungen und Experimenten hervorgeht, ist jedoch der tatsächlich während der Expansion verdampfte Anteil infolge Brennstoffvermischung sowie Wärmeabfuhr an Strukturen und Natrium wesentlich geringer als 12 %. Ein Anteil von 3 % dampfförmigen Brennstoffs in der expandierten Blase kann als pessimistische Annahme angesehen werden. Gleiche Überlegungen gelten für die schwer flüchtigen Spaltprodukte.

Die Reduktion des gas- und aerosolförmigen Anteils der schwer flüchtigen Spaltprodukte sowie des Brennstoffs während des Blasenauftiegs läßt sich im wesentlichen durch verschiedene physikalische Prozesse erklären. Neben den aerosolphysikalischen Ablagerungsmechanismen werden durch Wärmeabfuhr und Blasenoszillation bzw. -kollaps erhebliche Teile des gasförmigen Blaseninventars kondensiert und im Natrium zurückgehalten. Experimentelle Bestimmungen des verbleibenden Aerosolpotentials gestalten sich jedoch zum Teil schwierig, da ein Blasenauftstieg bis zur Oberfläche nur unter speziellen Randbedingungen bei Versuchen unter Wasser beobachtet wurde. In allen anderen Fällen fand kein Aktivitätstransport über den Blasenauftstieg statt [10, 11]. Sofern aerosolförmige Aktivität im Schutzgasplenum ermittelt wurde, betrug der Anteil etwa 0,2 % bei höherem Energieeintrag und geringeren Blasenauftstiegswegen als in dem hier betrachteten Fall beim SNR. Der Dekontaminationsfaktor während der Aufstiegsphase wird dabei mit etwa 20 abgeschätzt. Experimente unter Wasser lassen sich nicht ohne weiteres auf die Verhältnisse unter Natrium übertragen. Unter Natrium liegen beim SNR günstigere Bedingungen vor. Trotzdem wird ein Anteil von 0,5 % der schwer flüchtigen Spaltprodukte sowie des Brennstoffs als aerosolförmig ins Schutzgasplenum angenommen. Dies entspricht einem Dekontaminationsfaktor von ≤ 6 für die hier betrachteten Verhältnisse.

Sobald die Blase das Schutzgasplenum erreicht, besteht die Möglichkeit einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in das innere Containment über Leckagen. Bis zum Druckausgleich werden auch hier wiederum verschiedene reduzierende Mechanismen wirksam. Zum einen finden druck- und konzentrationsabhängig aerosolphysikalische Ablagerungsprozesse statt. Zum anderen muß auf den Leckagewegen unter Umständen mit Ablagerung und Abscheidung aerosolförmiger, sowie mit der Kondensation gasförmiger radioaktiver Stoffe gerechnet werden. Dies kann im Extremfall bis zur Verstopfung der Leckagewege führen. Zahlreiche Untersuchungen und Experimente haben diese Mechanismen beschrieben [5, 12]. Voraussetzung für die Berücksichtigung dieser Rückhalte-mechanismen ist jedoch immer eine hinreichend genaue Kenntnis der Leckage nach Art und Größe. Da diese Studie eine abdeckende Betrachtung für jeweils eine ganze Gruppe denkbarer Ereignisabläufe liefern sollte, werden die entsprechenden reduzierenden Effekte bei der Freisetzung nicht berücksichtigt.

Zudem wird angenommen, daß von den gas- und aerosolförmig freigesetzten Halogenen 1 % – bezogen auf das Kerninventar – organisch gebunden vorliegen. Das bedeutet, daß diese 1 % weder mit Natrium reagieren noch anderweitig zurückgehalten würden. Angesichts der Tatsache, daß organische Jodverbindungen in der Gegenwart von Natrium unter SNR-Bedingungen nicht nachgewiesen wurden, wird damit der Anteil leicht flüchtiger Jodverbindungen sehr konservativ abgeschätzt.

Fall B

Während im Fall A bei der spontanen Freisetzung von einem intakten inneren Containment ausgegangen wurde, wird im Fall B ein Versagen des Tankdeckels angenommen. Aufgrund der dabei wirksam werdenden Energie kommt es gleichzeitig zum Versagen der Betonabdeckung der Deckelgrube zwischen innerem und äußerem Containment. Damit ergibt sich ein direkter Freisetzungsweg vom Kern ins äußere Containment.

Der Freisetzungsverlauf läßt sich in diesem Fall nicht mehr in vergleichbare Phasen gliedern wie bei den übrigen Ereignisabläufen, da Expansions- und Aufstiegsphase fließend ineinander übergehen. Zur Bestimmung der freigesetzten Anteile radioaktiver Stoffe wurde daher auf Abschätzungen für die Expansionsphase zurückgegriffen und kein weiterer reduzierender Mechanismus unterstellt. Demzufolge wird angenommen, daß sämtliche flüchtigen Spaltprodukte (Edelgase, Halogene, Cäsium, Tellur, Antimon) zu 100 % in die Atmosphäre des äußeren Containments freigesetzt werden.

Der Anteil des verdampften Brennstoffs wurde aufgrund von Grenzbetrachtungen für Exkursionen extrem hoher Energie mit 25 % abgeschätzt. Hierzu wurde ein Anteil von 5 % aerosolförmig fragmentiertem flüssigem Brennstoff addiert.

Zur Beurteilung dieser Annahme sind in Bild 2 experimentelle Ergebnisse aus Versuchseinrichtungen *ohne* Natriumüberdeckung zusammengetragen. Man erkennt, daß für die Verhältnisse beim SNR die Annahme von 30 % luftgetragenen Brennstoff weit oberhalb der experimentellen Befunde liegt.

Für die schwer flüchtigen Spaltprodukte gilt das gleiche wie im vorangegangenen Abschnitt. Es wird daher angenommen, daß sie zu gleichen Anteilen wie der Brennstoff in die Atmosphäre des äußeren Containments gelangen. Insbesondere bei den schwer flüchtigen Metalloxiden (Lanthangruppe) stellt dies eine erhebliche Überschätzung der Freisetzung dar.

Faßt man die bisherigen Ergebnisse zusammen, so ergeben sich für die spontane Freisetzung aus dem Reaktortank in Tafel 1 gezeigten Werte.

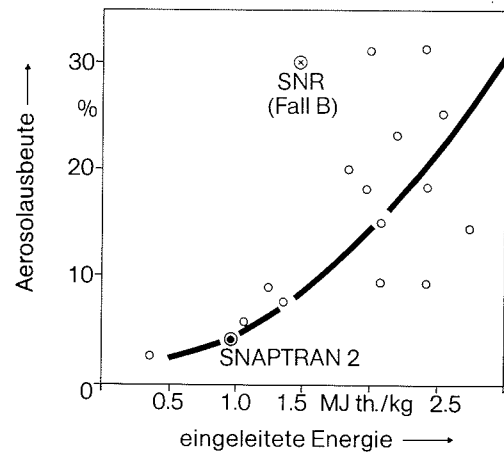


Bild 2: ORNL-Versuchsergebnisse (mit meßbarer Aerosolrelease) ohne Überdeckung des Brennstoffs

Verzögerte Freisetzung radioaktiver Stoffe nach dem Versagen des Reaktortanks

Fall A

Es wird angenommen, daß alle nach der Exkursion im Reaktortank verbleibenden radioaktiven Stoffe nach dem Versagen des Tanks in die Bodenkühleinrichtung (BKE) gelangen. Sie verbleiben dort zunächst von Natrium überdeckt. Da unterstellt wird, daß alle Wärmeabfuhrsysteme versagen, führt die Nachwärme des Brennstoffs zu einer Aufheizung des Natriums in der BKE bis zum Siedepunkt. Berechnungen ergeben eine Zeit von etwa 25 h bis zum Erreichen dieser Temperatur. Etwa nach 12 h versagt aufgrund der thermischen Belastung der Liner des inneren Containments. Damit kommt es zum Kontakt zwischen Natrium bzw. Brennstoff und Beton. Die Auswirkungen der dadurch ablaufenden chemischen Reaktionen werden hauptsächlich durch die Natrium-Wasser- bzw. Natrium-Beton-Reaktion bestimmt. Nach etwa 33 h ist diese Reaktion beendet. Unter diesen Umständen kann der Brennstoff teilweise freiliegen, so daß eine Rückhaltewirkung des Natriums entfällt. Für die Freisetzung aus der BKE wurden entsprechend diesem Ablauf insgesamt vier Zeitphasen unterschieden. Zu Beginn gelangt ein Teil der Spaltprodukte und des Brennstoffs durch Mitverdampfung oder Mitriß in die Atmosphäre des inneren Containments. Ein Maß für diesen Transport im Vergleich zur Natriumverdampfung stellen die sogenannten Mitverdampfungsfaktoren dar. Sie sind definiert als der Quotient der Konzentration von Spaltprodukten in Natrium in der gasförmigen und in der flüssigen Phase. Werte hierfür wurden elementspezifisch von verschiedenen Autoren in zahlreichen Meßreihen bestimmt [9, 13, 14].

Tafel 1: Spontane Freisetzung aus dem Reaktortank in den beiden untersuchten Unfallabläufen

Nuklidgruppe	Fall A [%]	Fall B [%]
Edelgase	100	100
Halogene	50	100
Cäsium	90	100
Tellur, Antimon	40	100
sonstige schwer flüchtige Spaltprodukte und Brennstoff	0,5	30

Tafel 2: Vier Phasen der Freisetzung ins innere Containment

Nuklidgruppe	0...12 h [%]	12...25 h [%]	25...33 h [%]	nach 33 h [%]	Σ
Halogene	0,1	3	7,5	39,4	50 %
Cäsium	1	9	—	—	10 %
Tellur, Antimon	1	35	24	—	60 %
Barium, Strontium	$6 \cdot 10^{-3}$	0,2	0,5	0,3	1 %
sonstige schwer flüchtige Spaltprodukte und Brennstoff	10^{-4}	$3 \cdot 10^{-3}$	$7,5 \cdot 10^{-3}$	1	1 %

Aufgrund der umfangreichen Untersuchungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe unter SNR-typischen Verhältnissen können folgende Werte unterhalb des Siedepunktes als pessimistische Abschätzung angesehen werden:

flüchtige Spaltprodukte (Cäsium, Tellur, Antimon)	20
Halogene	2
Strontium, Barium	0,06
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	0,001

Für die erste Zeitphase (0 bis 12 h) wurde die Freisetzung mit Ausnahme der des Cäsiums anhand dieser Mitverdampfungsfaktoren bestimmt. Da gegen Ende der ersten Phase der Siedepunkt von Cäsium erreicht wird, wurde die Cäsium-Freisetzung gegenüber der errechneten um den Faktor 5 erhöht. Die Zuordnung von Tellur und Antimon zur flüchtigsten Nuklidgruppe führt an dieser Stelle zu stark überschätzten Freisetzungswerten. Sie wurde mangels spezifischer experimenteller Daten vorgenommen.

Der zweite Teil der Aufheizphase (12 bis 25 h) wird mit dem Erreichen des Siedepunktes von Natrium abgeschlossen. Er wird bestimmt von der Reaktion des Natriums mit Wasser und Beton. Hier muß angenommen werden, daß nicht mehr nur reine Oberflächeneffekte die Freisetzung bestimmen. Vielmehr ist durch aufsteigende Wasserstoffgasblasen ein erhöhter Mitriß von radioaktiven Stoffen zu erwarten. Allerdings bleibt der Brennstoff in dieser Phase von Natrium überdeckt. Um diese Effekte zu berücksichtigen, wurden zunächst Freisetzungswerte aus den Mitverdampfungsfaktoren ermittelt und diese dann verdoppelt. Abweichend davon wurde für Cäsium eine vollständige Verdampfung unterstellt.

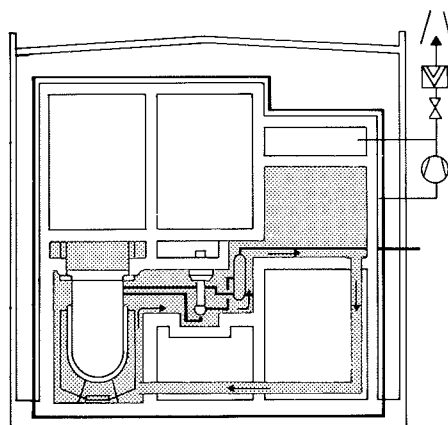


Bild 3: Schematischer Querschnitt des SNR-300-Containments

In der folgenden Phase (25 bis 33 h) klingt bei siedendem Natrium die gleichzeitige Natrium-Beton-Reaktion ab, bis das Natrium vollständig durchreagiert ist. Hierfür wurde die Freisetzung anhand der Mitverdampfungsfaktoren bestimmt.

Nach diesem Zeitpunkt ist der Brennstoff möglicherweise nicht mehr überdeckt. Geht man für diese Phase von den für Leichtwasserreaktoren ermittelten Freisetzungen beim Kontakt zwischen Schmelze und Beton ohne Überdeckung aus [15], so ergeben sich pessimistische Abschätzungen für diesen Fall. Für die Gruppe der Edelmetalle wird von dieser Vorgehensweise jedoch in einem Punkt abgewichen. Beim Leichtwasserreaktor wird hierfür wegen des großen Sauerstoffangebotes eine Oxidation unterstellt, die eine höhere Flüchtigkeit zur Folge hat. Unter den Bedingungen beim SNR liegt ein dafür ausreichendes Sauerstoffangebot wegen der inertisierten Atmosphäre und der bevorzugten Reaktion des Wassers mit Natrium nicht vor. Daher werden auch die Edelmetalle als gleich flüchtig wie die schwer flüchtigen Metalloxide (Lanthan) behandelt.

Faßt man die verzögerten Freisetzungen ins innere Containment für die vier Phasen zusammen, ergibt sich (bezogen auf das Kerninventar) Tafel 2.

Fall B

Nach Abschluß der spontanen Freisetzung ins äußere Containment wird im Fall B unterstellt, daß der gesamte übrige Brennstoff und die verbleibenden schwer flüchtigen Spaltprodukte im flüssigen Zustand ins äußere Containment gelangen. Von dort ist eine weitere Freisetzung infolge des Natriumbrandes möglich. Aufgrund der experimentell ermittelten Mitreißfaktoren (10^{-3} bis 10^{-6}) [16, 9, 13] ergeben sich hierfür aber so geringe Anteile für die Freisetzung ($< 1 \%$), daß eine Berücksichtigung keinen nennenswerten Einfluß auf das Ergebnis hätte. Daher wird dieser Freisetzungsterm nicht weiter betrachtet.

Transport- und Ablagerungsverhalten im Reaktorgebäude

Bei den im Rahmen der Risikostudie betrachteten Unfallsequenzen hat der Sicherheitsbehälter (Containment) mit den umgebenden Gebäuden eine wesentliche Bedeutung als letzte Barriere vor der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage. Das Containment hält umso mehr Radionuklide zurück, je länger die Verweildauer der aus dem Kern freigesetzten Stoffe im Containment ist. Dazu trägt einerseits der natürliche radioaktive Zerfall bei. Andererseits verringert sich die Konzentration aerosolförmiger radioaktiver Stoffe in der Containmentatmosphäre infolge von Abscheideprozessen an den Oberflächen des Containments.

Bei einer kontrollierten Entlüftung des Sicherheitsbehälters über den Kamin ist außerdem noch die Rückhaltewirkung der Filtersysteme zu berücksichtigen. Für gasförmige Aktivitätsanteile (Edelgase, organische Halogenide) werden keine Ablagerungsmechanismen im Containment angenommen; die Filter sind bei Edelgasen nicht wirksam.

Im folgenden werden zunächst für die zwei hier ausgewählten Unfallsequenzen A und B die benutzten Rechenprogramme zur Berechnung des Transport- und Ablagerungsverhaltens der in dem Containment freigesetzten radioaktiven Stoffe erläutert. Danach wird auf die verwendeten Aerosolcodes näher eingegangen. Abschließend werden die Rechenergebnisse für die beiden Unfallsequenzen A und B vorgestellt.

Aktivitätstransport im Reaktorgebäude

Fall A

Der zeitliche Verlauf der unfallbedingten luftgetragenen Konzentration radioaktiver Stoffe im Containment und deren Freisetzung in die Umgebung wurde mit einer modifizierten

Version des Rechenprogrammes CORRAL II berechnet. Das Programm CORRAL II wurde in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ [17] zur Berechnung des Transport- und Ablagerungsverhaltens von freigesetzten Spaltprodukten benutzt. Das Rechenprogramm CORRAL II ist ein homogenes Multicompartmentmodell. Entsprechend der Doppelcontainmentstruktur beim SNR 300, die in Bild 3 schematisch dargestellt ist, wurden im Fall A drei Compartments unterschieden:

- inneres Containment (IC; Compartment 1),
- äußeres Containment (ÄC; Compartment 2),
- Reventing Spalt (Compartment 3).

Der ursprünglichen Version von CORRAL liegt ein vereinfachtes aerosolphysikalisches Modell zugrunde, das aus LWR-typischen Experimenten abgeleitet worden ist. Bei den im Rahmen der SNR-Risikostudie untersuchten Unfallabläufe haben jedoch Aerosolprozesse, das heißt Aerosolbildungs- und -ablagerungsmechanismen – insbesondere in Verbindung mit Natriumaerosolen – eine große Bedeutung. Zur Beschreibung des Aerosolverhaltens wurde daher das Rechenprogramm PARDISEKO IIIb eingesetzt, das unter expliziter Berücksichtigung der verschiedenen Abbauprozesse und der Partikelgrößenverteilung die Dynamik des Aerosolsystems erheblich besser erfaßt als das einfachere Ablagerungsmodell im CORRAL II-Programm.

Das Rechenprogramm CORRAL II wurde nun dahingehend modifiziert, daß das mit PARDISEKO IIIb ermittelte Ablagerungsverhalten über Stützwerte in CORRAL eingegeben werden kann. Neben dem Ablagerungsverhalten für Aerosole und den in die Containmentatmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffen erfordert CORRAL noch folgende Eingabedaten, die mit dem Thermodynamikprogramm CACECO bestimmt wurden:

- Überströmraten (Leckagen) zwischen den Compartments,
- Leckage aus dem Containment in die Umgebung,
- thermodynamische Zustandsgrößen in den Compartments wie Druck, Lufttemperatur sowie die Temperaturen der Wandoberflächen und des Natrium-Pools (zur Ermittlung der Verdampfungsrate).

In Bild 4 ist die Kopplung der eingesetzten verschiedenen Rechenprogramme zur Berechnung des Spaltproduktverhaltens bis zur Freisetzung in die Umgebung noch einmal dargestellt.

F a l l B

Die Transport- und Ablagerungsrechnungen für den Fall B wurden mit dem Programm COMRADEX IV durchgeführt [18]. Das Programm beschreibt sowohl das Verhalten von radioaktiven Stoffen innerhalb der Anlage als auch Ausbreitungs- und Dosisberechnungen außerhalb der Anlage. Für die Zwecke der SNR-Studie wurde jedoch lediglich der Programmteil innerhalb der Anlage benutzt.

Die Einteilung in bis zu drei Containmentbereiche ist auch in COMRADEX vorgesehen. Im Gegensatz zu Fall A mußte jedoch für Fall B eine andere Zuordnung getroffen werden. Da in diesem Fall die Abtrennung zwischen innerem und äußerem Containment versagt und die radioaktiven Stoffe unmittelbar ins äußere Containment freigesetzt werden, wurde als Freisetzungscorpartment das äußere Containment gewählt. Eine Rückhaltung im inneren Containment wurde vernachlässigt. Infolge des Natriumbrandes, der sich unmittelbar nach der Exkursion einstellt, steigt der Druck kontinuierlich an. Es wurde angenommen, daß als erstes die Dichtungen der Materialschleuse nach etwa fünf Minuten versagen und eine Druckentlastung über die Materialschleuse in die warme Werkstatt und von dort über die Lüftungskanäle und den Kamin auftritt. Als zweites Compartment wurde daher die

warme Werkstatt behandelt. Das Ablagerungsverhalten der aerosolförmigen radioaktiven Stoffe, das wieder über Stützwerte in die COMRADEX Rechnungen eingegeben wird, wurde jeweils getrennt für die Bereiche 1 und 2 mit dem Aerosolprogramm HAARM 3 ermittelt. Die für COMRADEX und HAARM erforderlichen thermodynamischen Daten wie Temperatur, Druck, Temperaturdifferenz zwischen Gasraum und Wand sowie die Leckraten wurden ebenfalls mit dem Programm CACECO ermittelt und über Stützwerte eingegeben. Die Leckrate aus der warmen Werkstatt wurde so bestimmt, daß die Volumenströme aus dem äußeren Containment und aus der warmen Werkstatt als gleich angenommen wurden.

Aerosolmodelle und Rechnungen

Bei den untersuchten Ereignisabläufen (Fall A und B) entstehen komplexe Aerosolsysteme aus Brennstoffaerosolen zusammen mit Spaltprodukten und Strukturmaterial, metallischen Natriumrekondensations-Aerosolen sowie Natriumbrandaerosolen. Zur Beschreibung des Ablagerungsverhaltens dieser Aerosole wurden die Rechenprogramme PARDISEKO IIIb (Fall A) und HAARM 3 (Fall B) eingesetzt.

Die Modellannahmen in diesen Aerosolprogrammen sind identisch:

- Das im Compartment eingeschlossene Aerosol ist zu jedem Zeitpunkt homogen durchmischt.
- Alle Aerosolteilchen, die in Kontakt mit Wandoberflächen kommen, bleiben dort haften.
- Bei jedem Zusammenstoß zwischen Aerosolteilchen bleiben die Stoßpartner aneinander haften und bilden ein neues Aerosolteilchen.

Die aerosolphysikalische Modellgleichung berücksichtigt folgende Prozesse, die die Aerosolkonzentration und die Aerosolgrößenverteilung im Containment beeinflussen:

- Abscheidung durch Sedimentation von Aerosolteilchen (durch die Gravitation sinken Aerosolteilchen je nach Größe mit unterschiedlicher Sedimentationsgeschwindigkeit zu Boden),
- Abscheidung durch Diffusion von Aerosolteilchen aus dem Gasraum an die Wandoberflächen,
- Thermophoretische Abscheidung von Aerosolteilchen aus dem wärmeren Gasraum an kühlere Wandoberflächen,
- Koagulation von Aerosolteilchen durch Brownsche Zusammenstöße infolge Molekularbewegung sowie infolge

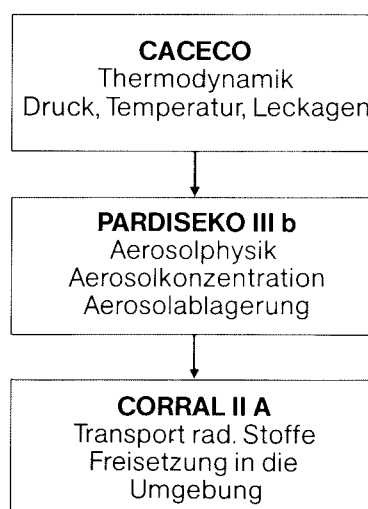


Bild 4: Verknüpfung der eingesetzten Rechenprogramme

unterschiedlicher Sedimentationsgeschwindigkeiten. Eine Koagulation von Aerosolteilchen infolge turbulenter Konvektionsströmungen im Gasraum wird in den Aerosolmodellen nicht berücksichtigt. Die Vernachlässigung der turbulenten Koagulation führt zu höheren Aerosolkonzentrationen und kleineren Aerosolabscheideraten, wirkt sich also pessimistisch aus,

- Aerosolnachlieferung zum Beispiel durch verdampfendes Natrium oder durch Aerosolleckagen aus vorgeschalteten Compartments,
- Aerosolmassenausstrag durch Leckagen in nachgeschaltete Compartments.

Nicht berücksichtigt wird in den aerosolphysikalischen Rechenmodellen eine Aerosolabscheidung beim Durchtritt durch Containmentdurchführungen oder Leckageöffnungen. Außerdem wird bei den hier durchgeführten Rechnungen eine Abscheidung von Aerosolen in Umluftkühleinrichtungen, wie sie im inneren und äußeren Containment des SNR 300 zum Einsatz kommen, nicht betrachtet. Diese Vernachlässigung von Abscheidemechanismen führt zu einer pessimistischen Berechnung der Konzentration und der Ablagerung der im inneren und äußeren Containment enthaltenen Aerosole.

Ausgehend von diesen Vorgaben für die aerosolphysikalische Modellgleichung werden in den Programmen HAARM 3 und PARADISEKO IIIb jedoch unterschiedliche Lösungsverfahren angewandt. HAARM 3 [19] integriert die Differentialgleichungen analytisch unter der Annahme, daß die Aerosoldurchmesser während der gesamten Rechnung log-normal verteilt sind. Im Programm PARADISEKO IIIb [20] entfällt diese Einschränkung. Hier wird das Aerosolgrößenspektrum durch 40 Größenklassen approximiert und die zeitliche Änderung der Teilchenzahl in diesen Größenklassen numerisch berechnet. Dies erfordert im Vergleich zum Programm HAARM 3 einen erheblich höheren Rechenaufwand. Nach einer Modifikation des Programms PARADISEKO IIIb erlauben es nun beide Programme, das Aerosolverhalten in zwei hintereinander geschalteten und über Leckagen verbundenen Raumbereichen zu berechnen. Die Programmänderung an PARADISEKO IIIb wurde durch das SNR-typische Doppelcontainment notwendig. Zusätzlich wurde das Programm PARADISEKO IIIb dahingehend modifiziert, daß auch chemische Reaktionen der natriumhaltigen Aerosole mit Sauerstoff, Kohlendioxid oder Wasserdampf in der Containmentatmosphäre berücksichtigt werden konnten. Beide Rechenprogramme wurden an Experimenten verifiziert [21, 22].

Mit Hilfe der Rechenprogramme PARADISEKO IIIb und HAARM 3 wird unter anderem die für das Ablagerungsverhalten wesentliche Plateout-Rate berechnet, die ein Maß für die durch Sedimentation, Diffusion und Thermophorese abgeschiedene Aerosolmasse darstellt. Die Plateout-Rate λ ist dabei definiert als der Quotient aus der Summe, der in der Zeiteinheit durch Sedimentation, Diffusion und Thermophorese abgeschiedenen Aerosolmasse und der augenblicklichen Aerosolmasse:

$$\lambda = \frac{\frac{\Delta m_{\text{Sed}}}{\Delta t} + \frac{\Delta m_{\text{Diff}}}{\Delta t} + \frac{\Delta m_{\text{Therm}}}{\Delta t}}{m(t)}$$

Die Plateout-Rate λ wird, neben Druck, Temperatur und Leckraten in die Rechenprogramme CORRAL bzw. COMRADEX eingegeben.

Die für die beiden Aerosolprogramme erforderlichen aerosolphysikalischen Parameter wurden wie folgt gewählt:

- dynamischer Formfaktor κ , der ein Maß für die Beweglichkeit der Aerosolteilchen darstellt

$$\text{Fall A: } \kappa = 3,5 \cdot \alpha_1 + 1 \cdot \alpha_2$$

Dabei bedeutet α_1 den zeitlich variablen Anteil der instantan freigesetzten Aerosolmenge aus Brennstoff, Spaltprodukten und Natriumoxidaerosolen an der gesamten Aerosolmenge; α_2 ist entsprechend der zeitlich variable Anteil des nachgelieferten Natriumaerosols. Es gilt $\alpha_1 + \alpha_2 = 1$.

$$\text{Fall B: } \kappa = 3,5$$

- Kollisionsformfaktor f , der ein Maß für das Koagulationsverhalten der Aerosolteilchen bei Zusammenstößen infolge Brownscher Bewegung darstellt:

$$\text{Fall A: } f = 8,2 \cdot \alpha_1 + 1 \cdot \alpha_2$$

$$\text{Fall B: } f = 8,2$$

Mit dem für Fall A gewählten Ansatz für κ und f wird erreicht, daß zu Anfang das aus der Anfangsfreisetzung herührende Mischaerosol durch Formfaktoren beschrieben wird, die experimentell mit UO_2 -Aerosolen gewonnen wurden [23]. UO_2 -Aerosole neigen dazu, verkettete Aggregate zu bilden, was sich in großen Formfaktoren ausdrückt. Mit zunehmendem Anteil des aus der Bodenkühleinrichtung verdampften Natriums an der gesamten Aerosolmasse werden die Aerosolteilchen kugelförmig, entsprechend Formfaktoren $\kappa \cong 1$ und $f \cong 1$.

Rechenergebnis für Fall A

Für den Fall A ist in Bild 5 der zeitliche Verlauf der Aerosolkonzentration im inneren und äußeren Containment dargestellt. Die Abbildung enthält außerdem die Aerosolnachlieferungsrate aus der Bodenkühleinrichtung. Entsprechend der ansteigenden Temperatur im Natrium-Pool wächst die Aerosolnachlieferungsrate an, bis die Natrium-Siedetemperatur in der Bodenkühleinrichtung nach etwa 25 h erreicht wird. Zuvor hat das Sicherheitsventil zwischen innerem und äußerem Containment geöffnet. Der dabei aus dem inneren Containment übertretende Wasserstoff vermischt sich mit dem Sauerstoff im äußeren Containment bis es nach Erreichen der Zündgrenze zur Wasserstoffverbrennung kommt. Dabei wird ein Versagen des äußeren Containments unterstellt.

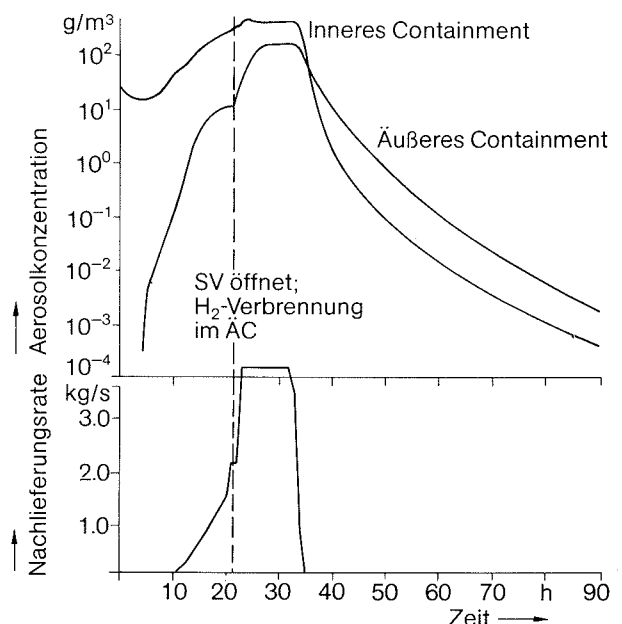


Bild 5: Nachlieferungsrate und Aerosolkonzentration (Fall A)

Die Aerosolkonzentration im inneren Containment beträgt zu Beginn des Ereignisablaufes infolge der spontanen Anfangsfreisetzung (492 kg Natriumoxid-Aerosolmasse, 69 kg aerosolförmig freigesetzter Brennstoff und Spaltprodukte) $28,1 \text{ g/m}^3$. Nach einer anfänglichen Reduktion der Aerosolkonzentration infolge von Abscheidemechanismen steigt die Aerosolkonzentration entsprechend zunehmender Aerosolnachlieferungsrate wieder an und erreicht nach etwa 25 h ihr Maximum (480 g/m^3). Nach Beendigung der Aerosolnachlieferung nach etwa 33 h sind im inneren Containment nur noch Abscheidemechanismen wirksam, die den starken Abfall der Aerosolkonzentration verursachen.

Die Aerosolkonzentration im äußeren Containment steigt infolge von Aerosolleckagen aus dem inneren Containment zunächst steil, dann etwas schwächer an. Nach Öffnen des Sicherheitsventils nach 22 h steigt die Aerosolkonzentration infolge verstärkter Aerosolnachlieferung aus dem inneren Containment erneut an und erreicht zwischen 27 h und 33 h den Maximalwert von etwa 183 g/m^3 . Korrespondierend mit dem Abfall der Aerosolkonzentration im inneren Containment nach 33 h nimmt auch die Aerosolkonzentration im äußeren Containment ab.

Rechenergebnis für Fall B

Bei diesem Fall wird angenommen, daß zu Beginn des Ereignisablaufes instantan

- 1800 kg Brennstoff,
- 800 kg Na_2O ,
- 880 kg Eisen und Eisenoxid

aerosolförmig im äußeren Containment vorliegen. Ein Teil des zusätzlich in das Containment gelangenden flüssigen Natriums wird beim folgenden Natriumflächenbrand aerosolförmig nachgeliefert.

Die luftgetragene Aerosolkonzentration im äußeren Containment erreicht infolge der spontanen Anfangsfreisetzung und der sehr hohen Nachlieferung durch den Natriumbrand sehr rasch ein erstes Maximum von etwa 80 g/m^3 . Es wird angenommen, daß nach etwa fünf Minuten die Dichtungen der Materialschleuse versagen und radioaktive Stoffe in den Bereich der warmen Werkstatt übertreten. Durch diese Ausströmung und durch Abscheideprozesse im äußeren Containment nimmt die Aerosolkonzentration dort ab und erreicht einen Gleichgewichtswert von etwa 20 g/m^3 .

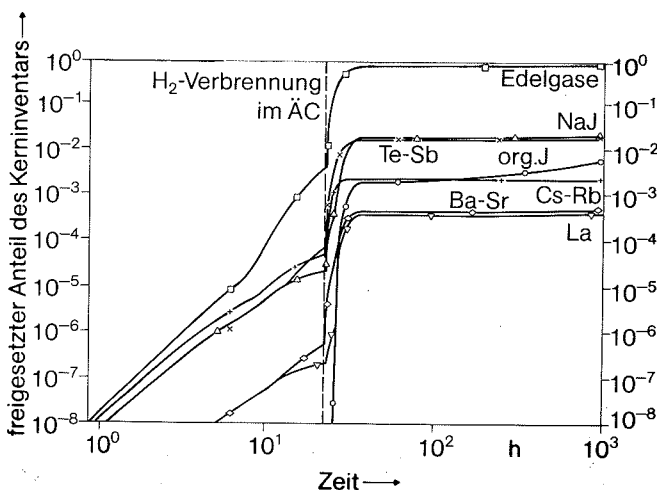


Bild 6: In die Umgebung freigesetzter Anteil des Kerninventars (Fall A)

Freisetzung in die Umgebung

Im folgenden werden die Ergebnisse der mit CORRAL IIA und COMRADEX durchgeführten Radionuklidtransportrechnungen für die Fälle A und B dargestellt.

In Bild 6 sind für den Fall A die integral freigesetzten Anteile des Kerninventars für verschiedene Nuklidgruppen dargestellt. Der Kurvenverlauf ist vollkommen beherrscht durch die Wasserstoffverbrennung und das Versagen des äußeren Containments nach etwa 22 h, in deren Folge etwa zum Zeitpunkt 35 h die Freisetzung in die Umgebung mit steilem Anstieg nahezu ihren Endwert erreicht. Insgesamt werden mit Ausnahme der Edelgase, für die keine Abscheidemechanismen wirksam werden, mehr als 95 % der ins innere Containment aus dem Reaktortank freigesetzten Radionuklide in der Anlage zurückgehalten.

Bild 7 zeigt die Ergebnisse der COMRADEX-Rechnungen für den Fall B. Aufgetragen sind die aus der warmen Werkstatt in die Umgebung integral freigesetzten Anteile des Kerninventars für die Nuklidgruppen. Nach dem Überdruckversagen des äußeren Containments, fünf Minuten nach Störfalleintritt, erfolgt eine sehr rasche Ausströmung aus der Anlage. Infolge der sehr hohen Anfangskonzentration koagulieren die Aerosolteilchen sehr rasch zu größeren Teilchen, die sich verstärkt durch Sedimentation ablagern. Insgesamt werden mit Ausnahme der Edelgase mehr als 80 % der aus dem Reaktortank ins äußere Containment freigesetzten Spaltprodukte und des Brennstoffs in der Anlage zurückgehalten.

Schlußbemerkung

Die zwei hier vorgestellten Beispiele sollten einen Eindruck geben von den Zusammenhängen, die die Freisetzung und Ausbreitung radioaktiver Stoffe innerhalb der Umschließung des SNR bei Unfällen kennzeichnen. Die Ergebnisse zeigen, daß die Schutzvorkehrungen selbst bei extremen Annahmen über Ablauf und Freisetzung ein hohes Maß an Rückhaltung bewirken.

Um dies zu verdeutlichen, ist abschließend die Freisetzung in die Atmosphäre des inneren Containments derjenigen in die Umgebung für den Fall A gegenübergestellt. Dabei wird der überragende Einfluß der bereits zuvor erwähnten Einschlußzeit im Containmentsystem deutlich (Tafel 3).

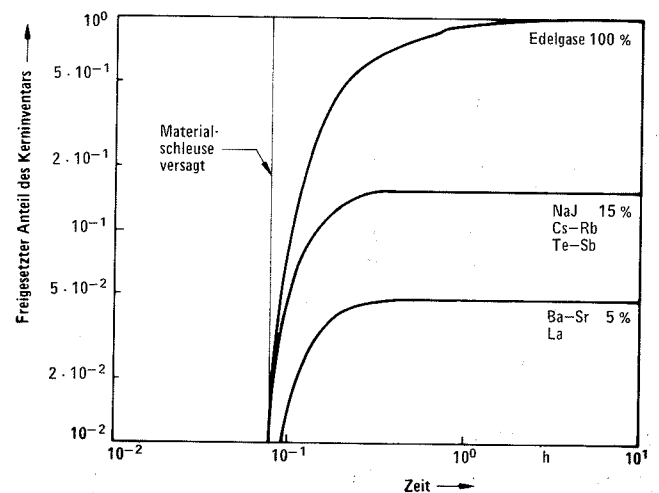


Bild 7: In die Umgebung freigesetzter Anteil des Kerninventars (Fall B)

Tafel 3: Freisetzung ins innere Containment im Vergleich zur Freisetzung in die Umgebung

Nuklidgruppe	Freisetzung ins innere Containment	Freisetzung in die Umgebung	a/b
	a [%]	b [%]	
Edelgase	100	100	1
Jod	100	3,8	26
davon organisch	1	1	1
Cäsium	100	0,26	385
Antimon/Tellur	100	2,4	42
Strontium/Barium	1	0,6	17
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	1	0,06	17

Schrifttum

- [1] Klickmann, A.E.; R.C. Callen: Anomalous Reactivity Effects in the Fermi Incident. Trans. Amer. Nucl. Soc., Vol. 10, Nr. 1 (1967) S. 334
- [2] Mc Donald, W.B.; J.H. De Van: Sodium Reactor Experiment Incident. Nucl. Safety, Vol. 1, Nr. 3 (1960) S. 73
- [3] Descamps, C., et al.: Behaviour of Several Fission Products in the Atmosphere Surrounding Sodium-Cooled Reactors in the Event of a Major Accident. Proc. Int. Conf. on Sodium Technology and Large Fast Reactor Design, ANL-7520, 1968
- [4] Castleman jr., A.W.: LMFBR Safety, I. Fission Product Behaviour in Sodium, Nucl. Safety, Vol. 11, Nr. 5 (1970) S. 379
- [5] Nelson, C.T., et al.: Some Potential Reductions in the Release of Radioactivity under LMFBR Accident Conditions. ANS/ENS - Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, 1976
- [6] Berlin, M., et al.: Le Piégeage des Jodes dans les Reacteurs de la Filière à Neutrons Rapides Français. Seminar über die Rückhaltung von Jod aus gasförmigen Ableitungen in Kerntechnischen Anlagen, Mol, 1981
- [7] Gabelnik, S.D.; M.G. Chasanov: A Calculation Approach to the Estimation of Fuel and Fission-Product Vapor Pressures and Oxidation States to 6000 K. ANL-7867, 1972
- [8] Smith, R.R.: Radiological Consequences of BORAX/SPER I/ SNAPTRAN Experiments, Nucl. Techn. Vol. 53 (1981) S.147
- [9] Jordan, S.: Release of Fission Products from Contaminated Sodium Fires. ANS/ENS - Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, 1976
- [10] Reynolds, A.B.; T.S. Kress: Aerosol Source Considerations for LMFBR Core Disruptive Accidents. CSNI - Meeting on Nucl. Aerosols in Reactor Safety, Gatlinburg, NUREG/CR - 1724, 1980
- [11] Wright, A.L., et al.: ORNL Experiments to Characterize Fuel Release from the Reactor Primary Containment in Severe LMFBR Accidents, CSNI - Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Gatlinburg, NUREG/CR - 1724, 1980
- [12] Van de Vate, T.F., et al.: Aerodynamic Properties of Aerosols and their Leakage through Concrete Containment Structures. ENS/ANS - Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, 1979
- [13] Jordan, S.; S. Ozawa: Fuel Particle and Fission Product Release from LMFBR - Core Catcher. ANS/ENS - Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, 1976
- [14] Sauter, H.; W. Schütz: Aerosol Release from a Hot Sodium Pool and Behaviour in Sodium Vapor Atmosphere. CSNI - Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Gatlinburg, NUREG/CR - 1724, 1980
- [15] Malinauskas, A.P., et al.: LWR Source Terms for Loss-of-Coolant and Core Melt Accidents. CSNI - Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Gatlinburg, NUREG/CR - 1724, 1980
- [16] Atomic International. LMFBR Safety Program, Annual Technical Progress Report
- [17] GRS Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke-Hauptband. Hrsg.: Bundesminister für Forschung und Technologie. Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979
- [18] Otter, I.M.; D.K. Chung: Description of the COMRADEX IV Code. Rockwell International, 1977
- [19] Gieseke, J.A., et al.: HAARM 3 User's Manual. BMI-NUREG-1991, 1978
- [20] Bunz, H.: PARDISEKO IIb - Ein Computerprogramm zur Berechnung des Aerosolverhaltens in geschlossenen Behältern. KFK 2903, 1980
- [21] NEA/OECD. Nuclear Aerosols in Reactor Safety. A State-of-the-Art Report. Paris 1979
- [22] Fermandjian, I., et al.: Interpretation of the Behaviour of Aerosols Generated by a Sodium Pool Fire. DSN-350, 1980
- [23] Jordan, S., et al.: Nukleare Aerosole im geschlossenen System. KFK - 1989, 1974

Diskussion

W. Schikarski (KfK, Karlsruhe):

Ich habe den Eindruck, daß Sie bei der primären Freisetzung der Spaltprodukte sehr konservative Werte angenommen haben. So sind zum Beispiel experimentelle Hinweise verfügbar, die zeigen, daß der Faktor 6 für die Rückhaltung in der Blase für schwerflüchtige Spaltprodukte viel zu konservativ ist. Er ist mindestens eine Größenordnung höher.

Aber auch an anderen Stellen gibt es Konservatismen, die bei Best-Estimate-Analysen wesentlich zur Verminderung der von Ihnen angenommenen Quellterme führen dürften.

W. Müller (GRS):

Es ist richtig, daß eine detailliertere Analyse sicher eine Reihe von Punkten ausweisen würde, in denen die konservativen Annahmen durch Best-Estimate-Werte ersetzt werden könnten. Aber dazu fehlte einerseits die Zeit,

andererseits sind nicht alle experimentellen Ergebnisse schon so weit abgesichert und übertragbar, daß sie in die vorliegende Analyse eingeflossen sind.

W. Stephan (KWO, Obrigheim):

Sie geben an, daß 100 % der Edelgase an die Umgebung abgegeben werden, obwohl ein beträchtlicher radioaktiver Zerfall eingetreten ist.

R. Martens (GRS):

Bei der Bestimmung des Radionuklidtransportes in der Anlage bis hin zur Freisetzung in die Umgebung wurde der radioaktive Zerfall nicht berücksichtigt. Die Einrechnung des radioaktiven Zerfalls erfolgt erst im Unfallfolgemodell.

K. Köberlein (GRS):

Das ist auch rechentechnisch bedingt. Es ist einfacher, den Zerfall in einem Schritt zu berücksichtigen, nämlich zu dem Zeitpunkt, wo man die Strahlenexposition ermittelt. Die Werte beziehen sich auf das Kerninventar bei Beendigung der Kettenreaktion.

W. Kröger (KFA, Jülich):

1. Wie beurteilen Sie die Unsicherheiten, mit denen die Angaben zu den Freisetzungsteilen aus dem Primärkreis und Containment behaftet sind?
2. Wir wissen von der HTR-Studie, daß Partikeldichte und -größe den Abbau der Spaltproduktkonzentration im Containment erheblich beeinflusst. Welche Werte haben Sie in der SNR-Studie eingesetzt bzw. berechnet und wie unterscheiden sie sich von den Werten der Detuschen Risikostudie Phase A?

W. Müller (GRS):

Zur Frage 1: Die Unsicherheiten lassen sich nur für Einzelschritte einer bestimmten Unfallsequenz angeben. Im Vortrag wurde jedoch ein ganzes Spektrum solcher Sequenzen zusammengefaßt zu einer Betrachtung, die sich letztlich in einer Freisetzungskategorie niedergeschlagen hat.

Betrachtet man einen Einzelschritt wie zum Beispiel die Tankleckage bei einem Tank, der mechanisch intakt bleibt, kann der angenommene Wert von 100 % in Wirklichkeit bis zu mehr als einem Faktor 10 geringer liegen. Dies, um eine Vorstellung zu geben, in welcher Schwankungsbreite wir uns bewegen.

R. Martens (GRS):

Zur Frage 2: Bei unseren Berechnungen haben wir uns auf Daten abgestützt, die in Karlsruhe beim KfK experimentell bestimmt wurden. Die Größenverteilung der in das Containment freigesetzten Aerosole wurde als log-normalverteilt angenommen mit geometrischem mittleren Radius von $r_g = 0,31 \mu\text{m}$ und geometrischer Standardabweichung von $\sigma_g = 2,1$.

Unter Berücksichtigung wesentlicher aerosolphysikalischer Effekte, wie zum Beispiel Koagulation oder Ablagerung von Aerosolteilchen wird mit dem Rechenprogramm PARDISEKO III b für jeden Zeitschritt eine neue – nicht notwendig log-normalverteilte – Aerosolgrößenverteilung berechnet. Die Dichte der Aerosolpartikel wird entspre-

chend der chemischen Zusammensetzung ebenfalls zeitabhängig berechnet. Die Dichte der instantan freigesetzten Aerosolpartikel aus Brennstoff, Spaltprodukten und Natriumoxid betrug $2,51 \text{ g/cm}^3$. Für die Dichte des aus der Bodenkühleinrichtung nachgelieferten Natriumaerosols wurde die Dichte von metallischem Natrium bei 120°C angesetzt ($\rho = 0,92 \text{ g/cm}^3$).

Bei der Deutschen Risikostudie, Phase A, wurde demgegenüber eine vereinfachte Vorgehensweise verfolgt. Dort wurde die Größe der Aerosolpartikel über einen mittleren Aerosolteilchendurchmesser nur global erfaßt. Eine zeitliche Änderung der Partikeldichte wurde explizit nicht berücksichtigt.

H. Weitzel (KKW-Gösgen, Däniken):

Die Jodfreisetzung in der stark alkalischen Containmentatmosphäre des SNR-300 nach einem Störfall an die Umgebung kann doch nur mit einer äquivalenten Freisetzung des Natriums an die Atmosphäre verbunden sein. Dann müßten die Freisetzungsraten anderer Spaltprodukte, die im Natrium suspendiert bzw. gelöst sind, in der gleichen Größenordnung liegen. Warum sind sie es nicht?

W. Müller (GRS):

Die Freisetzung des Jods und der anderen Nuklidgruppen wird im wesentlichen von drei Faktoren bestimmt:

- Der Höhe der spontanen Freisetzung aus dem Kern: Hierbei wird vom Jod ein erheblich größerer Teil als von den meisten übrigen Spaltprodukten und dem Brennstoff freigesetzt.
- Der Mitverdampfung bei der verzögerten Freisetzung aus dem Pool: Hier liegt der Mitverdampfungsfaktor für Jod um Größenordnungen über dem der sonstigen Spaltprodukte und des Brennstoffs.
- Dem zeitlichen Verlauf der Freisetzung: Jod wird überwiegend zu einem früheren Zeitpunkt freigesetzt als zum Beispiel die sonstigen Spaltprodukte und der Brennstoff. Dadurch wird Jod bis zum Versagen des Containments schon etwas stärker abgelagert. Dieser Effekt hebt die beiden erstgenannten zum Teil wieder auf.

W. Ullrich (GRS):

Aufgrund der Vermischung und Überlagerung der Effekte ist kein einfacher linearer Ansatz und keine einfache Umrechnung möglich.

Die Expertenbefragung in der SNR-Studie und ihre probabilistische Auswertung

Von E. Hofer, H. Löffler, V. Javeri und D. Struwe¹⁾

Kurzfassung

Die Expertenbefragung im Rahmen der risikoorientierten Studie für den SNR-300 dient dazu, eine Wahrscheinlichkeitsverteilung für die mechanische Energiefreisetzung infolge einer Kernzerstörung durch einen unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall zu gewinnen. Für die dabei relevanten physikalischen Parameter und Phänomene wurde ein umfangreicher Fragebogen erstellt und an Repräsentanten von 18 mit der Brutreaktorsicherheit befaßte Institutionen versandt. Grundlage der probabilistischen Auswertung der Antworten sind die beiden Wahrscheinlichkeitsbegriffe

- Wahrscheinlichkeit in ihrer Interpretation als Grenzwert der relativen Häufigkeit,
- Wahrscheinlichkeit in ihrer Interpretation als Grad an Sicherheit, mit der ein bestimmter Sachverhalt für zutreffend gehalten wird.

Ein wesentliches Ergebnis der Untersuchung ist, daß im Referenzfall die Auslegungsgrenze des SNR-300 Reaktortanks bei einem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall mit etwa 3 % Wahrscheinlichkeit überschritten wird.

Abstract

Within the frame work of risk oriented analysis for the SNR-300, a survey of expert opinion was conducted to obtain a probability distribution for the mechanical work energy release due to an unprotected loss of flow accident. A comprehensive questionnaire on the relevant phenomena was distributed to representatives of 18 organizations involved in fast breeder reactor safety. Basic to the probabilistic procedure are the two concepts of probability

- probability in its interpretation as limit of relative frequency,
- probability in its interpretation as degree of belief.

As one of the results for the unprotected loss of flow accident a probability of 3 % for the work energy release exceeding the design value is derived.

Einleitung

Die Expertenbefragung in der SNR-Studie dient dazu, eine Wahrscheinlichkeitsverteilung für die mechanische Energiefreisetzung infolge einer Kernzerstörung zu gewinnen. Es wird erwartet, daß die Wahrscheinlichkeit für höhere Energiefreisetzungen geringer ist, aber eine genaue Quantifizierung dieser Tendenzaussage läßt sich aus den vorhandenen wissenschaftlichen Veröffentlichungen nur schwer ableiten.

Die Kernzerstörung und die Energiefreisetzung werden von einer Vielzahl von Parametern in sehr komplexer Weise beeinflusst. Die Vorgänge laufen unter extremen thermischen Bedingungen ab. Zur Lösung dieser außerordentlichen Probleme wurden und werden weltweit vielfältige umfangreiche Untersuchungen durchgeführt. Beispielsweise befaßten sich auf der letzten internationalen Konferenz zur Sicherheit schneller Brutreaktoren in Lyon im Sommer 1982 etwa 120 Veröffentlichungen mit diesem Problembereich. Viele Personen und Institutionen verfügen daher über weitgehend

entsprechende Fachkenntnisse. Ein möglichst großer Anteil der verfügbaren Kenntnisse sollte in die Beurteilung der Energiefreisetzung einbezogen werden.

Um dieses Ziel zu erreichen, wurde ein umfangreicher Fragebogen erarbeitet und an Repräsentanten von 18 verschiedenen mit der Brutreaktorsicherheit befaßten Institutionen (Tafel 1) mit der Bitte um Beantwortung versandt. Dabei sollten die Befragten neben ihrer fachlichen Aussage auch ihren persönlichen Grad an Vertrautheit mit dem jeweiligen Gegenstand der Frage quantitativ angeben. Deswegen wurde strikte Vertraulichkeit bei der Auswertung der Antworten zugesichert.

Besonders erfreulich ist es, daß ausnahmslos alle Befragten sich der erbetenen Aufgabe unterzogen haben. Dies ist auch ein guter Hinweis auf die Qualität der internationalen Zusammenarbeit. Dafür ist allen Beteiligten zu danken.

Beschreibung des untersuchten Unfallablaufes

Für eine Kernzerstörung sind in der SNR-Studie verschiedene denkbare Einleitungsereignisse und Abläufe aufgezeigt worden. Von diesen wurde der unkontrollierte Kerndurchsatzstörfall (UKDS) für eine besonders detaillierte Bearbeitung ausgewählt, weil er den größten Häufigkeitsbeitrag zur Kernzerstörung liefert. Ferner wurde der abgebrannte Kern für die Analysen zugrundegelegt, weil dabei die größten Energiefreisetzungen zu erwarten sind.

Tafel 1: Repräsentanten der Institutionen an die der Fragebogen zur Beantwortung versandt wurde

<i>Bundesrepublik Deutschland</i> G. Heusener A. Scharfe H. Vossebrecker	Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) Interatom
<i>Frankreich</i> P. Tanguy	Commissariat à l'Energie Atomique, Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (CEA/IPSN)
<i>Großbritannien</i> H. Teague	United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA)
<i>Japan</i> M. Mochizuki	Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC)
<i>USA</i> R. Avery H.K. Fauske D. Ferguson G. Fischer F.X. Gavigan M.F. Kazimi W.E. Kastenber C.N. Kelber M. Stevenson T.G. Theofanous J. Walker A.E. Waltar	Argonne National Lab. (ANL) Fauske & Ass. Inc. Reactor Safety Techn. Management Centre, Argonne Brookhaven Nat. Lab. (BNL) US Departm. of Energy (DOE) Mass. Inst. of Techn. (MIT) Univ. of California LA US Nuclear Regulatory Commission (USNRC) Los Alamos Nat. Lab. (LANL) Purdue University Sandia Nat. Lab. Westinghouse Hanford Comp.

¹⁾ Dipl.-Math. Eduard Hofer, Dipl.-Ing. Horst Löffler, Dr.-Ing. Vijen Javeri sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter bei der GRS; Dr. D. Struwe, Kernforschungszentrum Karlsruhe

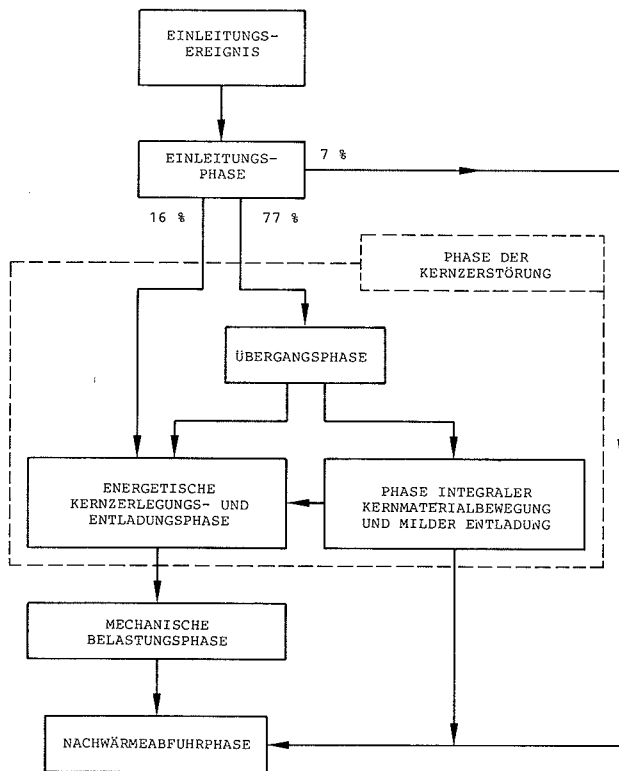


Bild 1: Subjektive Aussagesicherheiten für den Störfallablauf als Folge der Einleitungsphase eines UKDS im SNR-300

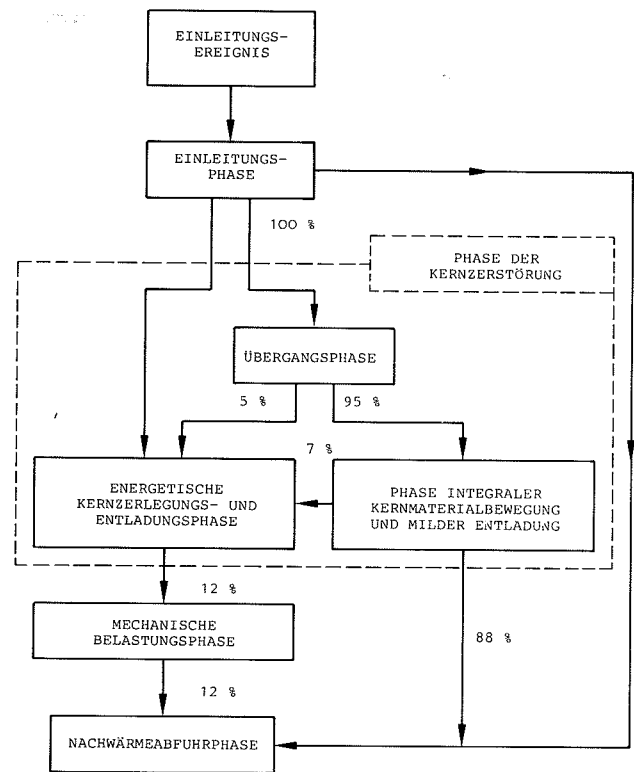


Bild 2: Subjektive Schätzwerte für Eintrittswahrscheinlichkeiten (beste Schätzung) unterschiedlicher Störfallabläufe eines UKDS im SNR-300

Der UKDS tritt ein, wenn alle drei Primärkühlmittelpumpen – zum Beispiel durch Netzausfall – gleichzeitig ausfallen und wenn gleichzeitig die beiden diversitären Schnellschaltssysteme versagen. Die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines UKDS wurde zu $1,2 \cdot 10^{-6}/a$ ermittelt. Diese geringe Wahrscheinlichkeit rechtfertigt die gebräuchliche Bezeichnung solcher Unfälle als „hypothetisch“.

Durch den Pumpenausfall bei gleichbleibender Reaktorleistung kommt es zum Sieden des Kühlmittels. Der positive Reaktivitätseffekt der Dampfblasen löst eine Leistungsexkursion aus, die durch das Auseinandertreiben von Brennstoff beendet wird. Diese erste Störfallphase wird als Einleitungsphase bezeichnet (Bild 1 und 2).

Wenn die Einleitungsphase heftig verläuft, geht sie in eine energetische Kernzerlegung über, wobei ein großer Teil des Brennstoffes aus dem Kern ausgeworfen wird, während bei unenergetischen Abläufen relativ viel Brennstoff im Kernbereich zurückbleibt.

Der Unfallabschnitt nach einer Einleitungsphase mit geringem Brennstoffauswurf wird als Übergangsphase bezeichnet. In der Übergangsphase bildet sich eine größere zusammenhängende Schmelze, wobei im allgemeinen die Beimischung von Brutstoff oder die Austragung von Brennstoff die Reaktivität senkt. Während dieser Unfallphase sind Rekritikalitäten möglich, die in eine energetische Kernzerlegung münden. Zur besseren Unterscheidung werden energetische Kernzerlegungen in „Primärexkursionen“ und „Rekritikalitäten“ unterteilt.

Eine energetische Kernzerlegung wird durch das Auseinandertreiben der heißen Kernmaterialien beendet. Bei der anschließenden großräumigen Expansion wird mechanische Arbeit frei, die das umgebende Kühlmittel beschleunigt und letztlich die Reaktorstrukturen belastet. Während des Expansionsvorganges finden irreversible hydro- und thermodyna-

mische Prozesse statt, durch die das im heißen Brennstoff enthaltene theoretische Arbeitspotential im allgemeinen stark reduziert wird.

Entsprechend dem skizzierten Unfallablauf wurde auch der im folgenden dargestellte Fragebogen untergliedert. Der vollständige Fragebogen ist in [1] enthalten.

Physikalische Grundlagen von Befragung und Auswertung

Einleitungsphase

Während des UKDS nimmt der Kerndurchsatz bei konstanter Leistung kontinuierlich ab, wodurch das Kühlmittel nach etwa 8 s zu sieden anfängt. Die positive Reaktivitätsrückwirkung infolge des Kühlmittelsiedens und die schlechter werdende Brennstabkühlung führen zu einem Anstieg der Brennstofftemperatur. Die dabei entstehende negative Reaktivitätsrückwirkung infolge des Dopplereffekts und der thermischen axialen Brennstoffexpansion verlangsamt zunächst den Leistungsanstieg. Bei steigender Leistung ist ein großer Teil des Kernbereichs gevoidet (das heißt, das Natrium ist verdampft), die Hüllrohre bzw. der Brennstoff erreichen ihre Schmelztemperatur. Die Brennstäbe brechen zuerst im gevoideten Bereich auf und der Brennstoff dringt in die Kühlkanäle ein. Im mittleren Kernbereich der gevoideten Brennelemente können Spaltgase, Natrium- und Stahldampf den Brennstoff mitreißen und umverteilen. Dieser Vorgang wird als Brennstoffdispersion bezeichnet. Die Brennstoffdispersion senkt die Reaktivität und begrenzt die Energiefreisetzung. Bei einer schwachen Brennstoffdispersion in gevoideten Brennelementen kann die Reaktivität bzw. die Leistung derart ansteigen, daß die Brennstäbe auch in nicht gevoideten Brennelementen versagen können. In einer solchen Situation steigt die Reaktivität durch die Brennstoffkompaktion innerhalb der Brennstäbe der nicht gevoideten Brennelemente und durch die Kühlmittelverdampfung in-

folge einer thermischen Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR). Dies führt zu einem energetischen Störfallablauf mit einem deutlichen Druckaufbau durch Brennstoffdampf, der letztlich den Brennstoff auseinandertreibt und so den Reaktor abschaltet.

Der Störfallablauf in der Einleitungsphase wird demnach vor allem durch folgende Schlüsselphänomene bestimmt:

- Natriumsieden,
- thermische axiale Brennstoffexpansion,
- Brennstabaufbrechen in den gevoideten Brennelementen,
- Bewegung des geschmolzenen Hüllrohrmaterials und Brennstoffes sowie Brennstoffdispersion durch Spaltgase, Natriumdampf und Stahldampf in gevoideten Brennelementen,
- Brennstabversagen, Bewegung des geschmolzenen Brennstoffes und thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion in den teilweise oder nicht gevoideten Brennelementen.

Seit mehr als zehn Jahren werden diese Vorgänge intensiv experimentell und theoretisch untersucht. Von großer Bedeutung sind vor allem die über 100 In-Pile-Versuche mit einigen Brennstäben in den amerikanischen TREAT-, Sandia- und SLSF- und in den französischen CABRI- und Scarabee-Anlagen [2, 3, 4, 5, 6, 7, 8]. Zur Analyse der Einleitungsphase gibt es mehrere umfangreiche Rechenprogramme. Das Rechenprogramm SAS3D, das vom amerikanischen Forschungszentrum ANL entwickelt wurde, gilt zur Zeit als das modernste Rechenprogramm. Es wurde mehrfach anhand der In-Pile-Versuche überprüft [9, 4, 10]. Trotz des gegenwärtigen fortgeschrittenen Kenntnisstandes über die Einleitungsphase sind gewisse Unwägbarkeiten bei der detaillierten Beschreibung der oben erwähnten Vorgänge, ausgenommen Natriumsieden, vorhanden.

Theoretische Untersuchungen zum UKDS mit dem Rechenprogramm SAS3D haben ergeben, daß Unsicherheiten bei der detaillierten quantitativen Beschreibung der oben genannten Vorgänge durch eine pessimistische Kombination der Schlüsselparameter abdeckend berücksichtigt werden können [11, 12, 13, 14]. Ferner zeigen die Analysen, daß der Unfallablauf hauptsächlich von der Wirksamkeit der axialen Brennstoffexpansion und der Brennstoffdispersion durch Spaltgase, Natriumdampf und Stahldampf unmittelbar nach dem Brennstabaufbrechen in den gevoideten Brennelementen abhängt [12, 14]. Sind axiale Brennstoffexpansion und Brennstoffdispersion ausreichend wirksam, erwartet man eine milde Unfallentwicklung. Die In-Pile-Versuche liefern deutliche Hinweise dafür, daß die Brennstoffdispersion durch Spaltgase, Natriumdampf und Stahldampf in den gevoideten Brennelementen die Energetik des Störfalls stark begrenzen kann [15, 14]. Jedoch sind experimentell ausreichend abgesicherte Aussagen über ihre Wirksamkeit in einer tatsächlichen Unfallsituation bisher nicht möglich.

In den nicht gevoideten Brennelementen wird der weitere Störfallablauf stark beeinflusst vom Versagen der Brennstäbe, von der spalt- und füllgasgetriebenen Bewegung des geschmolzenen Brennstoffes innerhalb der Stäbe, von der thermischen Wechselwirkung zwischen dem Natrium und dem Brennstoff sowie von der Brennstoffaustragung durch die zweiphasige Natriumströmung. Durch das Zusammenwirken von reaktivitätserhöhenden Vorgängen, wie Brennstoffkompaktion innerhalb der Stäbe und Natriumsieden, kann die Reaktivität so stark ansteigen, daß es zu einem stark energetischen Ablauf kommt. Obwohl die neueren Rechenmodelle, die im Rahmen der Weiterentwicklung des Programms SAS3D erstellt werden, diese komplexen Vorgänge sehr detailliert beschreiben, können sie wegen fehlender ausreichender Verifikation keine eindeutig abgesicherten Ergebnisse liefern [16, 9]. Jedoch beschreibt das verwendete Programm SAS3D die Vorgänge derart, daß anhand einer pessimistischen Kombination der

Schlüsselparameter maximale Auswirkungen abgeschätzt werden können.

Zur Bewertung der Unsicherheiten wurden insgesamt 16 Fragen zu den bereits erwähnten Schlüsselvorgängen und zu den Auswirkungen der Einleitungsphase im Fragebogen formuliert. Bei der Auswertung der Antworten (Bild 3)²⁾ wurde davon ausgegangen, daß die drei Vorgänge – axiale Brennstoffexpansion, Brennstoffdispersion in den gevoideten Brennelementen, Brennstoffkompaktion in den Stäben nach dem Brennstabversagen in den nicht gevoideten Brennelementen – weitgehend unabhängig voneinander den Unfallablauf entscheidend bestimmen. Anhand der Ergebnisse von über 60 GRS- und KfK-Rechnungen wurde jeder möglichen Kombination der von den Befragten angegebenen Parameter ein Brennstoffarbeitspotential zugeordnet, so daß sich aus der Vielzahl der Antworten und Fragebogen eine Verteilung des Brennstoffarbeitspotentials ergibt.

Zusätzlich zu den bisher dargestellten Parametern, die der Eingabe für SAS3D-Rechnungen entsprechen, wurden von den Befragten aber auch pauschale Angaben zur maximalen Brennstofftemperatur am Ende der Einleitungsphase (Primärexkursion) erbeten. Aus diesen Temperaturangaben wurde eine zweite Verteilung des Arbeitspotentials ermittelt. Schließlich wurde eine dritte Verteilung dadurch erhalten, daß von den Experten direkt die von ihnen für zutreffend gehaltene Arbeitspotentialverteilung angegeben worden ist. Die gewichtete zusammengefaßte Verteilung des Brennstoffarbeitspotentials wurde mittels folgender Beziehung ermittelt (Bild 3):

$$F(AP) = (1/2) F_1(AP_1) + (1/4) F_2(AP_2) + (1/4) F_3(AP_3)$$

Dabei ist:

$F(AP)$ – Mischverteilung des Arbeitspotentials,

AP_1 – detailliert berechnete Werte aus den Angaben zu den einzelnen Vorgängen anhand der SAS3D-Rechnungen,

AP_2 – berechnete Werte nur aus den Angaben zu der maximalen Brennstofftemperatur,

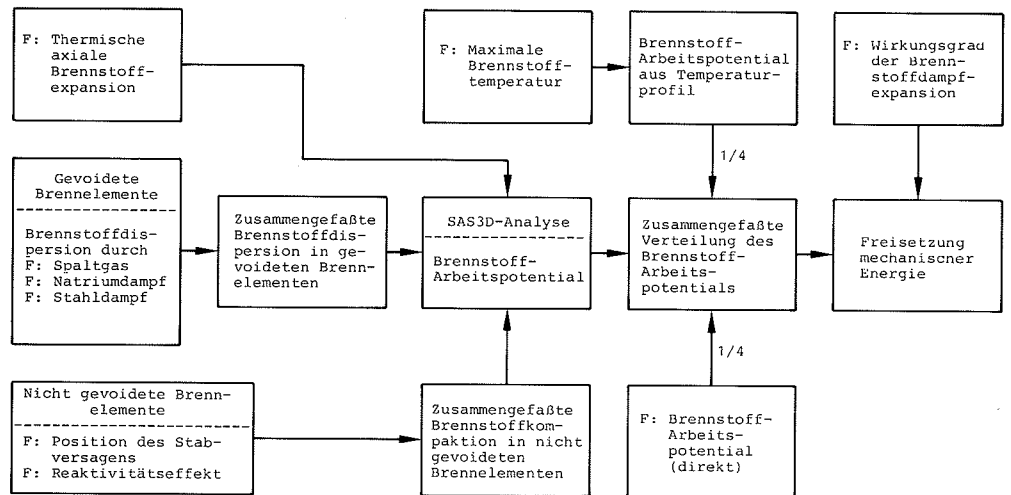
AP_3 – direkte Angaben.

Dabei wurden die Ergebnisse AP_1 mit einem höheren Gewichtungsfaktor von 1/2 erfaßt, weil die zugehörigen SAS3D-Rechnungen die tatsächlichen Eigenschaften des SNR-300 berücksichtigen. Tafel 2 zeigt, daß das Brennstoffarbeitspotential am Ende der Einleitungsphase mit einer subjektiven Aussagesicherheit von etwa 95 % unterhalb 150 MJ bleibt.

Die Auswirkungen der Einleitungsphase und der Rekritikalitäten werden zunächst durch das Brennstoffarbeitspotential charakterisiert. Unter dem Brennstoffarbeitspotential wird die mechanische Energie verstanden, die der verdampfende Brennstoff bei einer isentropen Expansion auf das im Reaktortank maximal mögliche Volumen von 70 m³ freisetzen würde. Dieses Volumen entspricht dem Volumen des Schutzgases einschließlich der möglichen Tankdehnung. Tatsächlich werden aber während der Expansion vielfältige irreversible thermo- und hydrodynamische Prozesse ablaufen, die im allgemeinen die mechanische Energiefreisetzung gegenüber dem isentropen Brennstoffarbeitspotential erheblich reduzieren. Daher wird mit hoher Wahrscheinlichkeit die freigesetzte mechanische Energie das Brennstoffarbeitspotential nicht überschreiten. Trotzdem stellt dieses Arbeitspotential aber keine absolute obere Schranke für die freigesetzte mechanische Energie dar, weil die anderen Kernmaterialien – Stahl, Spaltgase und Natrium – infolge thermischer Wechsel-

²⁾ In Bild 3 bis 6 bedeutet „F“: das jeweilige Phänomen wird direkt erfragt.

Bild 3:
Analyse der Einleitungsphase



wirkung mit Brennstoff die freigesetzte mechanische Energie gegenüber dem isentropen Brennstoffarbeitspotential unter ungünstigen Umständen erhöhen können.

Verschiedene Untersuchungen haben gezeigt, daß der Stahl zu einer Erhöhung der mechanischen Energie praktisch nicht beitragen kann [17, 18, 19]. Vielmehr reduziert der Wärmeaustausch zwischen dem Brennstoff und Stahl die freigesetzte mechanische Energie gegenüber dem isentropen Brennstoffarbeitspotential. Die Spaltgase, die sich weitgehend im thermischen Gleichgewicht mit Brennstoff befinden, können einen geringen zusätzlichen Beitrag zur mechanischen Energiefreisetzung liefern [18, 20]. Die aus dem Kern expandierende zweiphasige Brennstoffblase kann mit dem flüssigen Natrium, das sich oberhalb des Brennelementaustritts befindet, thermisch reagieren. Die vorhandenen Modelle zur Untersuchung der thermischen Wechselwirkung zwischen der Brennstoffblase und dem Natrium ergeben, abhängig von gewählten Annahmen, meist eine Reduzierung, teilweise aber auch eine Erhöhung der freigesetzten mechanischen Energie gegenüber dem isentropen Arbeitspotential [21, 22, 23].

Zur Erfassung vorhandener Unwägbarkeiten bei der Bestimmung der effektiven mechanischen Energie wurde die Häufigkeitsverteilung des Wirksamkeitsfaktors

$$f = \frac{\text{effektive mechanische Energiefreisetzung}}{\text{isentropes Brennstoffarbeitspotential}}$$

erfragt. Die Multiplikation des Arbeitspotentials mit dem Wirksamkeitsfaktor f ergibt dann die effektive Freisetzung mechanischer Energie (Bild 3).

Bearbeitung der Übergangsphase

Aus der Wahrscheinlichkeitsverteilung für das Arbeitspotential nach der Einleitungsphase und der Primärexkursion läßt sich eine zugehörige Verteilung für die Drücke und Temperaturen in den verschiedenen Brennelementgruppen ermitteln. Diese Drücke und Temperaturen bestimmen die Eindringtiefe der heißen Kernmaterialien in die kälteren Strukturen der axialen Brutmäntel. Daraus ist auch die Menge des aus dem Reaktorkern entfernten Brennstoffes und letztlich die Möglichkeit für Rekritikalitäten abzuleiten. Die quantitative Berechnung der Eindringtiefe ist noch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet, obwohl zu diesem Problembereich umfangreiche experimentelle und theoretische Untersuchungen vorliegen [24]. Deswegen wurde die Eindringtiefe als Funktion des Temperaturniveaus in den Fragebogen mit aufgenommen (Bild 4).

Tafel 2: Verteilung des Brennstoffarbeitspotentials am Ende der Einleitungsphase

Brennstoffarbeitspotential am Ende der Einleitungsphase	Subjektive Aussagesicherheit für			
	AP_1	AP_2	AP_3	AP
0 bis 50 MJ	0,803	0,736	0,654	0,737
50 bis 150 MJ	0,168	0,192	0,234	0,208
150 bis 400 MJ	0,019	0,061	0,110	0,048
über 400 MJ	0,010	0,011	0,002	0,007

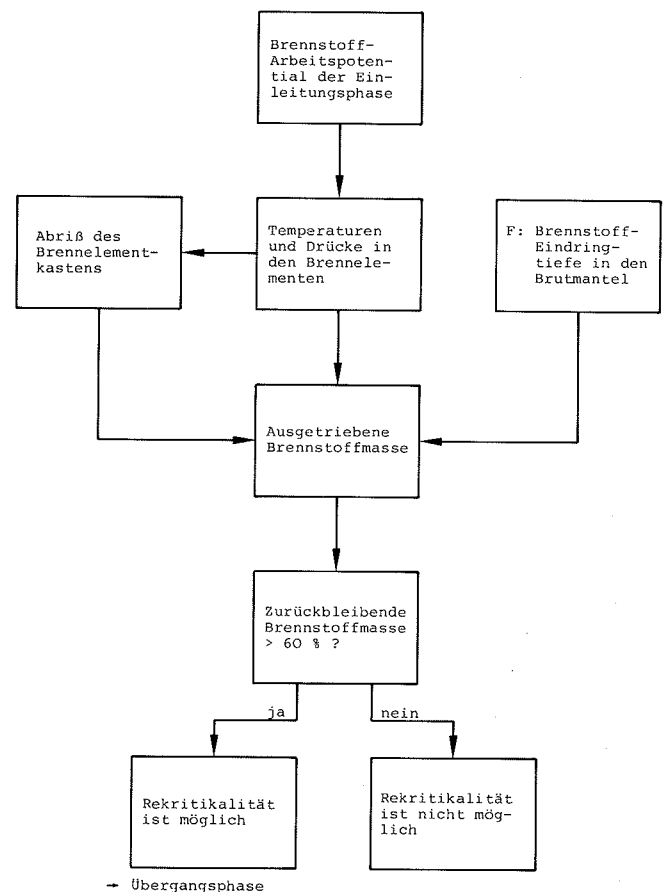


Bild 4: Eintritt in die Übergangsphase

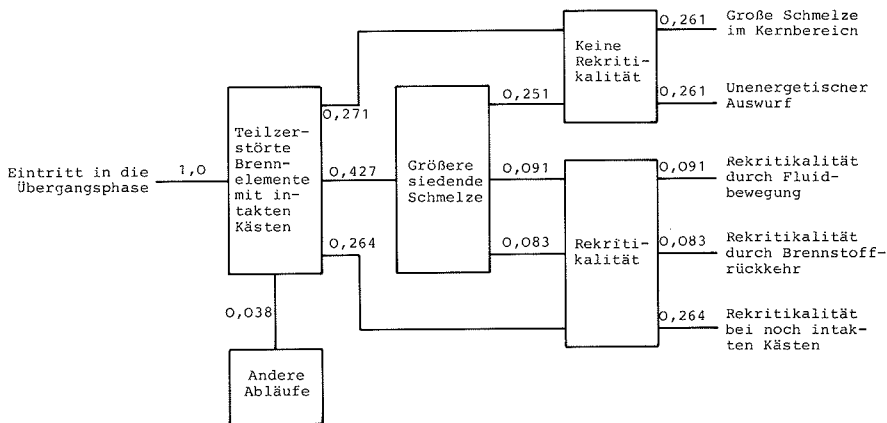


Bild 5: Unfallabläufe in der Übergangsphase

Als zweite Möglichkeit für einen Materialverlust aus dem Kern kommt der Abriß eines Brennelementkastens bei hohem Innendruck in Frage. In der Auswertung wurde angenommen, daß der erhitzte Brennelementkasten bei einem Druck über 15 bar abreißt und sein Inhalt ausgeworfen wird.

Wenn weniger als 60 % des Brennstoffes im Kern verbleiben, sind Rekritikalitäten auszuschließen, weil selbst eine kompakte Schmelze aus 60 % des Kerninventars nicht mehr kritisch werden kann [25]. Bei einem derartigen Unfallablauf ist die aus der Primärexkursion abgeleitete mechanische Energiefreisetzung die charakteristische Größe für die Strukturbelastung. Es zeigte sich bei der Auswertung, daß die Einleitungsphase im allgemeinen als so unenergetisch eingeschätzt wird, daß mit 77 % subjektiver Aussagesicherheit mehr als 60 % Brennstoff im Kern verbleibt.

Mit überwiegender Wahrscheinlichkeit sind daher bei einem UKDS Rekritikalitäten als möglich anzusehen. Die Entscheidung, ob und wie eine Rekritikalität tatsächlich stattfindet, hängt von einer Reihe verschiedener Einzelphänomene ab, wozu zum Beispiel Schmelzen der Kästen oder Sieden des Brennstoff-Stahl-Gemisches zu zählen sind. Es bestehen zwar gewisse Kenntnisse der Einzelphänomene, aber es gibt derzeit kein anerkanntes Verfahren, um die Gesamtabläufe aufbauend auf Detailkenntnissen konsequent zu verfolgen. Daher wurde dieser Unfallabschnitt nicht anhand von Fragen zu Einzelphänomenen ausgewertet. Vielmehr wurden den Befragten fünf denkbare verschiedene Unfallabläufe angeboten, denen sie Wahrscheinlichkeiten beimessen sollten. Außerdem wurden sie aufgefordert, bei Bedarf zusätzlich Abläufe anzugeben, worauf aber nur 3,8 % Wahrscheinlichkeit entfallen sind. Daher ist zu schließen, daß die fünf angebotenen Abläufe alle relevanten Möglichkeiten abdecken. Diese Abläufe in der Übergangsphase werden im nachfolgenden vorgestellt (Bild 5).

Der in der Einleitungsphase beweglich gewordene Brennstoff kann im Übergangsbereich zu dem kälteren axialen Brutmantel zusammengedrängt werden, während das Material in den mittleren axialen Bereichen der Brennelemente zunächst noch heiß und aufgewirbelt ist. Die Brennelementkästen sind zu diesem Zeitpunkt noch vorhanden.

Die auseinandertreibenden Kräfte in der Kernmitte nehmen ab, wenn dort das Temperaturniveau durch den Wärmebedarf beim Aufschmelzen der Brennelementkästen sinkt, oder wenn die unter Druck stehenden Gase und Dämpfe aus den Brennelementkästen austreten. Dann können nicht fest gebundene Brennstoffanteile aus dem oberen Elementabschnitt reaktivitätserhöhend zurückfallen und eine Leistungsexkursion hervorrufen. Dieser erste Unfallablauf wird im folgenden als „Rekritikalität bei noch intakten Kästen“ bezeichnet.

Für die Bewertung dieser Rekritikalität ist es wesentlich, daß die Brennelementkästen noch weitgehend vorhanden sind, so daß die Rückkehr in den einzelnen Elementen entkoppelt voneinander stattfindet.

Beim Ausbleiben einer Rekritikalität mit ausreichendem Auswurf von Brennstoff werden größere Kernbereiche durch die Nachzerfallsleistung oder die Wärmeerzeugung durch vorübergehende schwache Leistungstransienten aufgeschmolzen.

Wenn dabei reaktivitätsmindernde Vorgänge überwiegen – zum Beispiel Beimischung von Brutstoff oder Austragung von Brennstoff aus dem Kern infolge von Siedevorgängen – dann entsteht im Kernbereich schließlich ein geschmolzener Bereich ohne weiteres Rekritikalitätspotential. Dies ist der zweite mögliche Störfallablauf. Er hat keine mechanische Belastung zur Folge.

Wenn während des Aufschmelzens des Kerns im Brutmantel weitgehend dichte Blockaden aus erstarrtem Brennstoff bestehen, kein Brennstoff aus dem Kernbereich austritt und nur wenig Brutstoff beigemischt wird, entsteht eine zusammenhängende größere siedende Schmelze – auch siedender Pool genannt – die wieder kritisch werden kann.

Der siedende Pool kann durch Brennstoffverluste oder Beimischung von Brutstoff so stark an Reaktivitätspotential verlieren, daß keine Rekritikalität stattfindet. Dieser dritte Ablauf bringt ebenfalls keine mechanische Belastung mit sich.

Der siedende Pool enthält ein bewegliches Gemisch, das durch Fluidbewegungen kritischere Zustände einnehmen kann. Wenn dies zu einer Rekritikalität mit ausreichendem Auswurf von Brennstoff führt, wird dieser vierte Ablauf als „Rekritikalität durch Fluidbewegung“ bezeichnet. Für die Beurteilung dieser Vorgänge ist es wesentlich, daß zu diesem Zeitpunkt im Innern des siedenden Pools wahrscheinlich noch Sonderlemente vorhanden sind, die kohärente reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen behindern.

Im fünften vorgegebenen Ablauf führt die Rückkehr von zuvor in den oberen axialen Brutmantel ausgestoßenem Brennstoff in den siedenden Pool zu einer Rekritikalität. Dabei ist zu bedenken, daß die einzelnen Brennstoffanteile unter verschiedenen Bedingungen ausgestoßen wurden und daher wahrscheinlich zeitlich und örtlich inkohärent zurückkehren, und daß mit dem Brennstoff auch Stahl und Brutstoff reaktivitätsmindernd in den siedenden Pool gelangen kann.

Bearbeitung der Rekritikalitäten

Die Bearbeitung der drei beschriebenen verschiedenen Rekritikalitätsfälle folgt einem gemeinsamen Schema (Bild 6): Aus der Brennstoffbewegung wird die Reaktivitätsrampe

ermittelt, daraus wird die Heftigkeit der Leistungsexkursion und das Arbeitspotential abgeleitet, und aus diesem schließlich die mechanische Energiefreisetzung.

Das Verfahren wird am Beispiel der Rekritikalität durch Brennstoffrückkehr in einen siedenden Pool erläutert: Die Experten sollten die Verteilung der Fallgeschwindigkeit und der fallenden Brennstoffmassen angeben. In diese beiden Faktoren gehen die Bewertungen der Befragten über Art und Umfang der Bewegung ein. Die geringe Fallgeschwindigkeit ist zum Beispiel zu erwarten, wenn feste Brennstoffkrusten oder Strukturreste die Bewegung behindern, während eine hohe Geschwindigkeit durch Druckeinwirkungen denkbar ist. Dem ausgefüllten Fragebogen können jedoch solche qualitativen Überlegungen zur Brennstoffbewegung nicht entnommen werden.

Aus verschiedenen Rechnungen ist der Zusammenhang zwischen fallender Brennstoffmasse, Fallgeschwindigkeit und Reaktivitätsrampe für charakteristische Rekritikalitätsfälle im SNR bekannt [25]. Daraus wurde ein einfacher Formalismus zur Berechnung der Reaktivitätsrampen abgeleitet. Zusätzlich ist aber zu bedenken, daß entsprechend den eingegangenen Antworten in mindestens der Hälfte aller Fälle so viel Brutstoff am Fall teilnimmt, daß ungeachtet der fallenden Brennstoffmenge keine positive Reaktivitätsrampe auftreten kann. Dies wurde in der Auswertung durch eine entsprechende Korrektur der mit reinem Brennstoff errechneten Rampen berücksichtigt. Parallel zu dieser Berechnung der Reaktivitätsrampen wurde die Verteilung der Rampen auch direkt erfragt. Die beiden Verteilungen wurden zu einer Mischverteilung zusammengefaßt.

Die weitere Auswertung beruht darauf, daß die Reaktivitätsrampe die wesentlichste Einflußgröße zur Bestimmung des Arbeitspotentials ist [26]. Allerdings beeinflussen noch eine Reihe weiterer Parameter das Arbeitspotential, so daß zu einer bestimmten Reaktivitätsrampe eine beträchtliche Bandbreite des Arbeitspotentials gehört. Als obere Abschätzung dieser Bandbreite dienen konservative Berechnungen mit [27] und ohne [25] Einschluß des sogenannten Neutronen-Leckageeffektes.

Dabei wurde das relativ einfache, auf bewährten Prinzipien aufbauende und auch im Genehmigungsverfahren verwendete Rechenprogramm KADIS benutzt. Ausgehend von dieser oberen Abschätzung wird eine logarithmische Normalverteilung des Arbeitspotentials angesetzt. Als zweiter Stützpunkt der Normalverteilung dienen Extrapolationen des mit den Rechenprogramm SIMMER bestimmten Arbeitspotentials einer Leistungsexkursion in einem siedenden Pool [28]. Da dieses Programm noch nicht als verifiziert gelten kann und da auch die Extrapolation Unsicherheiten enthält, wird angenommen, daß die so berechneten Arbeitspotentiale noch mit 70 % Wahrscheinlichkeit überschritten werden.

Bei dieser Art der Auswertung werden also die verschiedenen möglichen Anfangs- und Randbedingungen der Rekritikalitätsfälle dadurch berücksichtigt, daß für jeden Wert der Reaktivitätsrampe nicht ein fester Wert für das Arbeitspotential, sondern eine ganze Arbeitspotential-Verteilung angesetzt wird.

Zusätzlich wurde auch die maximale Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität erfragt und auf dieser Basis eine weitere Arbeitspotential-Verteilung errechnet. Abschließend wurde für das Arbeitspotential von den Befragten eine Direktangabe erbeten und mit den anderen Arbeitspotentialverteilungen zusammengefaßt. Durch diesen breiten Ansatz zur Bestimmung des Arbeitspotentials können auch solche Vorstellungen der Befragten in das Ergebnis einfließen, die in der Auswertung anhand der Detailangaben unter Umständen nicht enthalten sind.

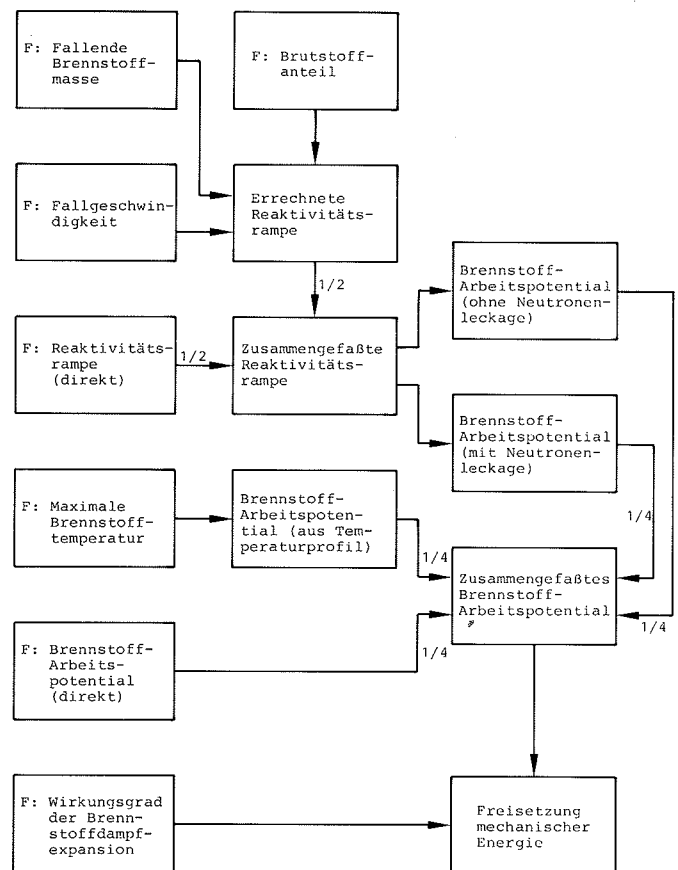


Bild 6: Analyse der Rekritikalität

Aus dem Arbeitspotential ergibt sich die mechanische Energiefreisetzung durch Multiplikation mit dem entsprechenden Wirkungsgrad des Expansionsvorganges. Wie bereits bei der Einleitungsphase beschrieben, wird dieser Umsetzungsprozeß durch einen entsprechenden Wirksamkeitsfaktor erfaßt, der im Fragebogen direkt erfragt wird.

Dieser Ablauf der Bearbeitung, wie er hier für die Rekritikalität durch Brennstoffrückkehr in den siedenden Pool beschrieben worden ist, wurde mit geringen Abweichungen auch bei den anderen beiden Rekritikalitätsfällen eingehalten. Wesentliche Unterschiede bestehen lediglich darin, daß in diesen Fällen kein Brutstoffanteil an der Brennstoffbewegung unterstellt wird, und daß bei der Rekritikalität bei intakten Brennelementkästen SAS3D-Ergebnisse [29] anstelle von SIMMER-Ergebnissen für das Arbeitspotential verwendet worden sind.

Entsprechend den Wahrscheinlichkeiten, die den Rekritikalitätsabläufen in der Übergangsphase zugeordnet worden sind, werden die drei errechneten Verteilungen der mechanischen Energiefreisetzung in einem letzten Schritt zusammengefaßt.

Zusammenfassender Überblick

Der Aufbau des Fragebogens entspricht der Unterteilung des Unfallablaufes in Einleitungsphase mit Primärexplosion, Übergangsphase, Rekritikalität und Expansionsphase. Die Vorgänge in der Einleitungsphase und bei Rekritikalitäten werden besonders vertieft behandelt. Es wird dabei sowohl nach physikalischen Einzelphänomenen gefragt, als auch um pauschale Antworten gebeten. Die Detailangaben sind benutzt worden, um die Verteilung des Arbeitspotentials zu berechnen (Bild 7).

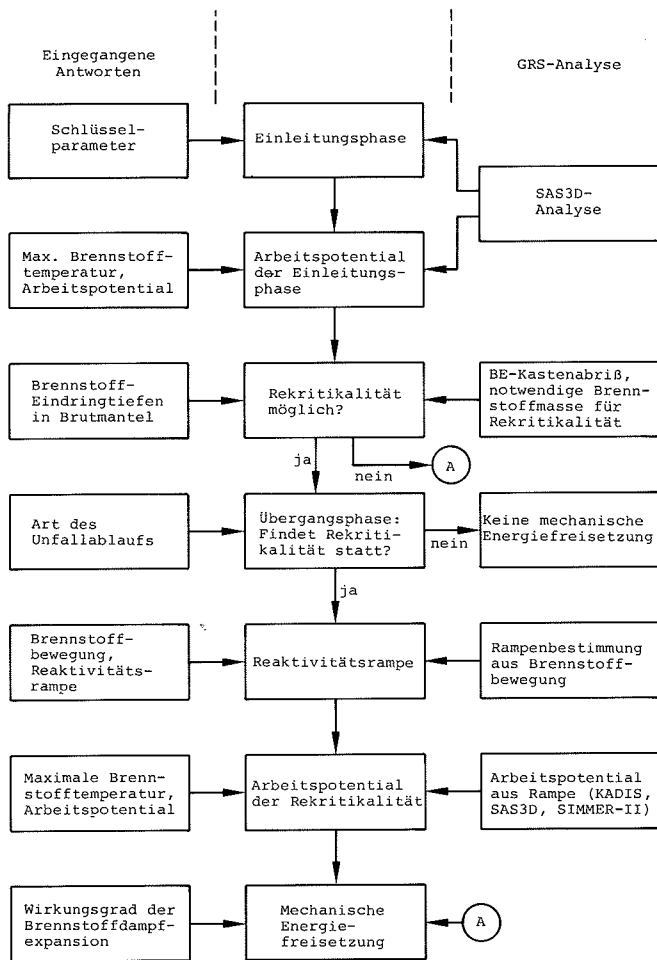


Bild 7: Schema der Auswertung

In diese Berechnungen sind SNR-spezifische Daten und Bedingungen eingegangen. Dadurch ist es möglich, die von den Experten erhaltenen Angaben zu physikalischen Einzelphänomenen für die Unfallanalyse im SNR-300 zu nutzen. Entsprechend enthalten die pauschalen Angaben der Experten neben ihrer Beurteilung von Einzelphänomenen auch ihre Einschätzung der reaktorspezifischen Bedingungen. Dadurch ergibt sich ein Informationsgewinn, da zusätzliche Erfahrungen mit anderen Reaktorkonzepten oder Unfallverläufen in die Gesamtbeurteilung einfließen. Andererseits besteht jedoch auch die Möglichkeit, daß unzutreffende Schlüsse bei dieser Übertragung von Erfahrungen gezogen werden. Wegen der unvermeidlich groben Struktur des Fragebogens ist es nur in beschränktem Maße möglich, die Ursachen für eventuelle Abweichungen zwischen pauschalen Angaben und Angaben zu Einzelphänomenen festzustellen. Deswegen wurde bei der Auswertung auf jegliche Wertung der eingegangenen Antworten verzichtet, und die pauschal angegebenen Antworten wurden mit den Berechnungsergebnissen auf der Basis der Detailantworten zum Gesamtergebnis zusammengefaßt.

Für die Übergangsphase wurde keine auf Einzelphänomenen aufgebaute Auswertung vorgenommen, vielmehr gaben die Befragten direkt an, mit welcher Wahrscheinlichkeit die vorgegebenen fünf verschiedenen Abläufe auftreten.

Das Verhältnis der mechanischen Energiefreisetzung zum Arbeitspotential wurde ebenfalls nicht aus Einzelphänomenen abgeleitet, sondern direkt erfragt.

Der vorstehend beschriebene Fragebogen und seine Auswertung enthält alle für die mechanische Energiefreisetzung des UKDS relevanten Phänomene. Es bedeutet eine starke Vereinfachung und Schematisierung, einen derart vielfältigen Problemkomplex auf einen zwar umfangreichen, aber doch eng begrenzten Fragebogen zu reduzieren. Da alle Experten den Bogen wie erbeten bearbeitet haben, scheint es aber gelungen zu sein, eine für die Zwecke der risikoorientierten Studie ausreichende Form der Behandlung zu finden.

Probabilistische Auswertung der Expertenbefragung und ihre Ergebnisse

Der Schadensumfang pro Schadensereignis und die zu erwartende Häufigkeit pro Zeiteinheit (mit der das Schadensereignis mit dem betrachteten Schadensumfang eintritt) sind die beiden primären Komponenten der Risikoquantifikation. Manchmal findet auch die äquivalente Verknüpfung von Schadensumfang pro Zeiteinheit und zugehöriger Wahrscheinlichkeit Verwendung. Die SNR-Studie [1] unterteilt die Menge der Schadensereignisse (Unfallabläufe) in sieben Kategorien. Die ersten fünf davon enthalten Unfallabläufe, die mit der Zerstörung des Reaktorkerns verbunden sind. Darunter befinden sich auch jene, die für die höchsten Schadensausmaße errechnet werden. Ihre zu erwartenden Häufigkeiten pro Jahr sind das Produkt aus der zu erwartenden Häufigkeit des einleitenden Ereignisses und den bedingten Wahrscheinlichkeiten weiterer wesentlicher Unfallablaufdetails. Zu den letzteren zählt die Höhe der im Reaktortank freigesetzten mechanischen Energie. So errechnet sich zum Beispiel die zu erwartende Häufigkeit eines wichtigen Unfallablaufs aus Kategorie 1 gemäß:

einleitendes Ereignis Z ₀ :	Untereignis Z ₁ :	Untereignis Z ₂ :	Ablauf Z ₀ Z ₁ Z ₂ aus Kategorie 1
UKDS	mechanische Energiefreisetzung > 400 MJ	Tankversagen	
zu erwartende Häufigkeit pro Jahr	bedingte Wahrscheinlichkeit (unter der Bedingung von Z ₀)	bedingte Wahrscheinlichkeit (unter der Bedingung von Z ₀ und Z ₁)	zu erwartende Häufigkeit pro Jahr
$1,2 \cdot 10^{-6}$	$3,2 \cdot 10^{-3}$	1,0	$= 3,8 \cdot 10^{-9}$

Aufgrund seiner Risikorelevanz diente, wie oben erwähnt, das einleitende Ereignis UKDS als Basisfall für die Ermittlung einer bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilung der freigesetzten mechanischen Energie. Die ersten Kapitel zeigten auf, daß die quantitative Bewertung dieser Energie und die Zuordnung bedingter Wahrscheinlichkeiten zu Wertebereichen von der Einschätzung des phänomenologischen Ablaufs und von der quantitativen Einschätzung wichtiger Einzelphänomene des UKDS abhängt, also mit Unsicherheiten behaftet ist. Um das Spektrum der Einschätzungen durch die Fachwelt in den Quantifikationen der SNR-Studie berücksichtigen zu können (im Einklang mit den Empfehlungen der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages [30, S. 329 bis 331], wurde die Expertenbefragung (Anhang A7-II in [1]) durchgeführt.

Das Kapitel „Physikalische Grundlagen von Befragung und Auswertung“ gab einen Überblick über Grundlagen der Fragestellung sowie der funktionalen Zusammenhänge, nach denen die Antworten verarbeitet wurden. Es folgen nun einige Bemerkungen zu probabilistischen Grundlagen, die wesentlichen Schritte der probabilistischen Auswertung sowie damit erzielte Ergebnisse.

Bemerkungen zu probabilistischen Grundlagen

Was ist 'Probabilistik' und warum beschäftigen wir uns damit? In der Probabilistik nehmen wir Wahrscheinlichkeitsbewertungen vor und verarbeiten sie nach den Regeln und mit den Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung entsprechend vorgegebener funktionaler Beziehungen zwischen den bewerteten Größen. Damit gelangen wir in logisch zwingender Weise zu Wahrscheinlichkeitsbewertungen für jene Größen, die eigentlich im Blickpunkt des Interesses stehen, einer direkten Bewertung aber nur schwer zugänglich sind.

Warum bewerten wir mit Wahrscheinlichkeiten? Weil wir Ungewißheit in Zahlen ausdrücken möchten, um Vergleiche vornehmen und auf diese Vergleiche Entscheidungen aufbauen zu können.

Sind für unsere Entscheidungen quantitativ gleich bewertete Ungewißheiten auch immer qualitativ gleich? Zur näheren Erläuterung dieser Frage soll vorab ein allgemein verständliches und einfach überschaubares Beispiel dienen. Später wird der Zusammenhang zu Risikountersuchungen aufgezeigt werden.

Nehmen wir also an, wir hätten einen fairen Würfel. Die Chancen, damit bei einem beliebigen Wurf eine Sechs zu werfen, stünden 1:6. Hätten wir aber einen Würfel mit gleicher Augenzahl auf jeder Seite, so würden wir stets nur Sechsen oder nie eine werfen. Dieser Würfel sei nun blind einer Urne entnommen, die nur Würfel mit gleicher Augenzahl auf jeder Seite enthält, und zwar gleich viele von jeder der Augenzahlen Eins bis Sechs. Die Chancen, einen Würfel zu entnehmen, der auf jeder Seite sechs Augen hat, stünden dann ebenfalls 1:6. Wenn wir den entnommenen Würfel nicht betrachten können, also stets blind damit werfen müssen, ist dann die Ungewißheit darüber, ob wir damit bei einem beliebigen Wurf eine Sechs werfen, qualitativ gleich der beim fairen Würfel? Ganz offensichtlich nicht, denn:

Beim Würfel mit gleicher (unbekannter) Augenzahl auf jeder Seite	Beim fairen Würfel
werfen wir entweder immer nur Sechsen oder niemals eine. Das <i>Ergebnis</i> ist also seit der Entnahme des Würfels <i>determiniert</i> .	ist jede Augenzahl gleichermaßen möglich. Das <i>Ergebnis variiert stochastisch</i> von Wurf zu Wurf.
Reduktion unserer Ungewißheit über die Augenzahl des Würfels ändert nichts an der Tatsache, daß wir damit entweder stets Sechsen werfen oder nie eine.	Reduktion unserer Ungewißheit darüber, ob bei einem beliebigen Wurf eine Sechs geworfen wird, kann nur durch Eingriff am Zufallskomplex selbst, also zum Beispiel am Würfel, erreicht werden
Die Aussage „Bei einem beliebigen Wurf wird mit der Wahrscheinlichkeit 1/6 eine Sechs geworfen“, ist hier in der klassische Interpretation sinnlos. Allerdings könnten wir behaupten (zum Beispiel nach Auswertung einer Stichprobe aus der Urne), daß wir uns zu (1/6 · 100)% sicher sind, mit dem blind entnommenen Würfel eine Sechs zu werfen.	Hier können wir von der Wahrscheinlichkeit 1/6 sprechen, mit der bei einem beliebigen Wurf eine Sechs geworfen wird. Auch die genaueste Inspektion des fairen Würfels ändert nichts an diesem Wert.

Diese offensichtliche qualitative Unterschied in der zu quantifizierenden und probabilistisch zu modellierenden Unsicherheit hat Konsequenzen für die Wahl des Wahrscheinlichkeitskonzepts. Grundlage sind die beiden gebräuchlichen Wahrscheinlichkeitsbegriffe [31]:

A. „Wahrscheinlichkeit“ in ihrer Interpretation als Grenzwert der relativen Häufigkeit (frequentistisches Konzept).

B. „Wahrscheinlichkeit“ in ihrer Interpretation als Grad an Sicherheit (Aussagesicherheit), mit der ein bestimmter Sachverhalt für zutreffend gehalten wird (subjektivistisches Konzept).

Dazu folgen einige sach- und anwendungsbezogene Erläuterungen und Unterscheidungen:

Zur Schätzung der Wahrscheinlichkeit, mit der die Durchführung eines Zufallsexperiments (unter bestimmten Bedingungen) ein bestimmtes Ereignis zur Folge hat, wird im allgemeinen das Zufallsexperiment, unter eben diesen Bedingungen, häufig (n -mal) wiederholt. Falls hierbei genau $m \neq 0$ Wiederholungen das Ereignis zur Folge hatten, dient die relative Häufigkeit m/n als Schätzwert der Wahrscheinlichkeit in ihrer Interpretation A (also als Schätzung des Grenzwertes von m/n für $n \rightarrow \infty$).

Zu dieser Schätzung können Vertrauensintervalle mit zugehöriger Aussagesicherheit (auch Sicherheitswahrscheinlichkeit genannt) ermittelt werden. Unter Aussagesicherheit versteht man dabei in der Statistik die Wahrscheinlichkeit, mit der eine Stichprobe einen Wertebereich (Vertrauensintervall) liefert, der den zutreffenden Wert der gesuchten Wahrscheinlichkeit enthält. Liegt zur Aussagesicherheit von zum Beispiel 90 % ein auf Stichprobenevidenz beruhendes Vertrauensintervall vor, so *ist man sich zu 90 % sicher*, daß es den gesuchten Wahrscheinlichkeitswert enthält, obgleich er (nach A) nur mit der Wahrscheinlichkeit 1 oder 0 (also entweder oder nicht) enthalten sein kann. Dieser Grad an Sicherheit ist ein Beispiel der Wahrscheinlichkeitsinterpretation B.

Der Grad an Sicherheit bzw. das Vertrauensintervall sind in diesem spezifischen Fall vom Resultat einer Stichprobe abgeleitet. Sie können aber, mangels Zufallsexperimenten unter den bestimmten Bedingungen, auch auf Zufallsexperimenten unter andere Bedingungen, kombiniert mit Fachwissen und Erfahrung (Expertenurteil) oder ganz allein auf Expertenurteil beruhen. In diesem Fall muß von subjektiver Aussagesicherheit (bzw. subjektivem Vertrauensintervall) gesprochen werden.

Bei ungenau bekannten Konstanten (zum Beispiel Wahrscheinlichkeiten, Erwartungswerten etc.), die keiner echten zufälligen Variation unterliegen, und bei Gesetzmäßigkeiten (feste funktionale Beziehungen) läßt sich die Unsicherheit ihrer Kenntnis nur über die Wahrscheinlichkeitsinterpretation B quantifizieren.

Nicht zur Vertrauensintervalle bzw. Aussagesicherheiten (zu einem Wahrscheinlichkeitswert der Interpretation A) können auf der Basis von Expertenurteil geschätzt werden, sondern auch der Wahrscheinlichkeitswert selbst. In diesem Fall liegt eine subjektive Wahrscheinlichkeitsschätzung vor, die den Axiomen der Wahrscheinlichkeitsrechnung genügen muß. Sie ist als solche gegenüber der Wahrscheinlichkeitsschätzung auf der Basis von Stichprobenevidenz („objektive“ Schätzung) zu kennzeichnen.

Der besseren Übersicht wegen ist der Zusammenhang zwischen diesen wichtigen Unterscheidungen schematisch in Bild 8 veranschaulicht.

Es ist klar, daß im praktisch relevanten Fall oft auf beiden Unterscheidungsebenen in Bild 8 eine Mischung beider Charakteristika vorliegt. Die Erfahrung zeigt aber, daß es fast immer möglich ist, nach dem dominanten Anteil zu klassifizieren. Sollte im Hinblick auf den Unsicherheitsstyp die Klassifikation auch unter dem Aspekt der Dominanz nicht vertretbar sein, liegt es nahe, die Anteile getrennt zu modellieren.

Bei praktisch relevanten Unsicherheitsanalysen haben wir es in der Regel mit zahlreichen Größen zu tun, die mit Unsicherheiten des einen oder anderen Typs behaftet sind. Ohne konsequente Unterscheidung, bereits im Zuge der

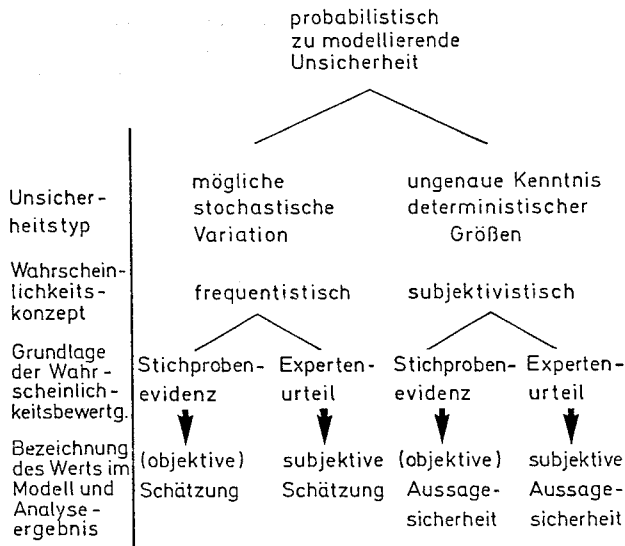


Bild 8: Zusammenhänge und Unterscheidungen bei der probabilistischen Unsicherheitsanalyse

Analyse, wäre es deshalb nicht möglich, die gemeinsamen Auswirkungen der Unsicherheiten in den zahlreichen Größen, typspezifisch zu identifizieren. Letzteres ist aber unabdingbare Voraussetzung für eine sinnvolle Analyseaussage und somit wesentlich für den darauf bauenden Entscheidungsprozeß. Am deutlichsten erkennbar wird die Notwendigkeit der konsequenten Unterscheidung jedoch bei Risikountersuchungen. Dort interessiert genau die Unsicherheit aus tatsächlich möglicher stochastischer Variation, denn nur sie ist eine der beiden Komponenten des zu untersuchenden Risikos und schlägt sich über die zu erwartende Häufigkeit pro Zeiteinheit (bzw. über die Wahrscheinlichkeit) in der Risikoquantifikation nieder. Die Unsicherheit aus ungenauer Kenntnis deterministischer Größen der Risikorechnung führt hingegen dazu, daß viele alternative Rechenergebnisse als möglicherweise zutreffendes Risiko anzusehen sind. Verbesserte Kenntnis dieser Größen und die damit einhergehende Einengung ihres Unsicherheitsbereichs führt zwar zu mehr Realismus in der quantitativen Beurteilung des zu untersuchenden Risikos, verändert es aber nicht!

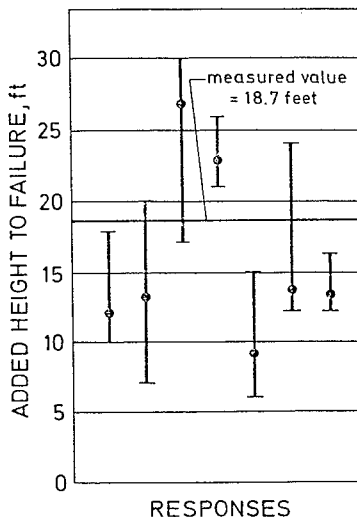


Bild 9: Ergebnis einer Expertenbefragung zu einem Problem aus der Geotechnik (nach 34); Abszisse: die einzelnen Experten, Ordinate: die (gesuchte) zusätzliche Aufschütthöhe bis zum Stabilitätsversagen

Damit wird deutlich, daß probabilistische Unsicherheitsanalysen zu Risikorechnungen nur mit dem subjektivistischen Wahrscheinlichkeitskonzept (also mit subjektiven Wahrscheinlichkeiten) arbeiten können. Daß dies nicht synonym zu sein braucht mit dem alleinigen Einsatz von Expertenurteil, geht aus der zweiten Unterscheidungsebene in Bild 8 hervor. Oft ist jedoch, aus unterschiedlichen Gründen, keine Stichprobenevidenz als Quantifikationsgrundlage für subjektive Wahrscheinlichkeiten beschaffbar. Daß selbst Anwendungsgebiete der Statistik (zum Beispiel Geowissenschaften, Medizin, Ökonometrie, Bauingenieurwesen), die mit relevantem Stichprobenmaterial auf den verschiedensten Analyseebenen im allgemeinen gut ausgestattet sind, ohne Expertenurteil als Quantifikationsbasis nicht auskommen, ist zum Beispiel [32, 33, 34] zu entnehmen.

[34] enthält das Ergebnis einer Befragung, die gegenüber vielen aus der Literatur den Vorteil hat, daß es um ein Problem aus der Praxis geht, Experten aus dem betreffenden Fachgebiet befragt wurden und zugleich die richtige Antwort am Objekt ablesbar war. Der praktische Hintergrund ist der Bau einer Autobahn durch das Gezeiten-Marschland nördlich von Boston. Gefragt war nach der zusätzlichen Höhe der Aufschüttung, bei der es, aufgrund des Deformationsverhaltens des Lehmuntergrundes, zu Stabilitätsversagen kommt. Ausführliches Datenmaterial, angefangen bei der geologischen Geschichte des Gebiets über die Auswertung diverser Probebohrungen bis hin zu den Ergebnissen der unterschiedlichsten physikalischen Messungen, vor und während eines bestimmten Zeitraums des Aufschüttvorgangs, wurde den Experten für die Verwendung in ihren Rechenmodellen zur Verfügung gestellt. Bild 9 ist [34] entnommen und zeigt die Intervalle, die durch das Maximum und Minimum des jeweiligen Experten eingegrenzt werden. Das heißt, jeder der Experten war sich zu 100 % sicher, daß die zutreffende Aufschütthöhe zwischen den von ihm angegebenen Balkenenden liegt.

Wie Bild 9 entnommen werden kann, enthalten lediglich die Angaben von drei Experten die richtige Antwort. Allerdings schließt die Gesamtheit der Expertenangaben den zutreffenden Wert gut ein.

Die hauptsächlich auf Expertenurteil beruhenden Werte sind natürlich nur dann Wahrscheinlichkeiten im mathematischen Sinne und können nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung verarbeitet werden, wenn sie den Axiomen der Wahrscheinlichkeitsrechnung genügen. Während in vielen Fällen das Erfülltsein der Axiome sofort einsichtig ist, befaßt sich die einschlägige Literatur hauptsächlich mit dem Nachweis bei Problemstellungen, die durch Abhängigkeiten komplizierter gelagert sind [35, 36]. Das Erfülltsein der Axiome sagt jedoch noch nichts über die Güte dieser Wahrscheinlichkeitswerte an sich.

Zahlreiche Veröffentlichungen ([37, 38] sowie dortige Beiträge und Zitate) beschäftigen sich mit den typischen Ursachen für Verzerrungen in Wahrscheinlichkeitswerten, deren hauptsächlich Quantifikationsgrundlage Expertenurteil ist. Der Umfang der Literatur ist ohne Zweifel Ausdruck der Bedeutung dieser Werte für viele wichtige Anwendungen. Gleichzeitig wird aber auch eindrucksvoll die Notwendigkeit demonstriert, Wahrscheinlichkeitswerte, die hauptsächlich auf Expertenurteil beruhen, gegenüber solchen aus Stichprobenevidenz deutlich zu kennzeichnen. Es scheint, daß sich viele unerfreuliche Dispute, zum Beispiel in [39] weitgehend erübrigen würden, wenn die Unterscheidungen in Bild 8 immer und von allen an probabilistischen Analysen (insbesondere Risikountersuchungen) Interessierten Beachtung fänden.

Bei der Expertenbefragung der SNR-Studie und ihrer probabilistischen Auswertung wurde diesen Unterschieden Rechnung getragen. Dort handelt es sich einerseits

– um stochastische Variation, so daß um Schätzungen von Wahrscheinlichkeiten in der Interpretation A zu einzelnen Wertebereichen gebeten wurde. Die Unterschiede in den Wahrscheinlichkeitsschätzungen aus den einzelnen Fragebogen sollten zugleich zur näherungsweise quantitativen Beschreibung der Unsicherheit in der Kenntnis der gesuchten Wahrscheinlichkeiten dienen;

und andererseits

– um ungenaue Kenntnis deterministischer Größen, so daß die „Wahrscheinlichkeit“ in ihrer Interpretation B als Aussagesicherheit oder Grad an Sicherheit, mit dem der jeweilige „Wert“ (bzw. „Wertebereich“) für zutreffend gehalten wird, anzugeben war. Diese Interpretation wurde auch dann verwendet, wenn für die betreffende Größe zwar zufällige Variation um ihren Mittelwert möglich ist, jedoch die Unsicherheit aus ungenauer Kenntnis der Lage des Mittelwerts gegenüber der Unsicherheit aus möglicher stochastischer Variation überwiegt.

Die subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen aus den einzelnen Bogen, zur Quantifikation der Unsicherheit aus der ungenauen Kenntnis deterministischer Größen, wurden zur Fortpflanzung dieser Unsicherheiten bis zu den Ergebnissen verwendet, so daß subjektive Vertrauensbereiche dazu erhältlich waren.

Im Laufe der folgenden Ausführungen wird ersichtlich, welche Konsequenzen sich aus dieser Unterscheidung für die Vorgehensweise bei der probabilistischen Auswertung und für die damit erzielten Aussagen ergeben.

Die wesentlichen Schritte der probabilistischen Auswertung

Vertrauheitsbeurteilung

Zu jeder der fünf Fragengruppen sollten die Antwortenden, mit Bezug auf die im Fragebogen enthaltene und sorgfältig erläuterte Beurteilungsskala [40], ihre Vertrautheit mit dem Gegenstand der Fragen quantitativ bewerten. Ferner wurde darum gebeten, auch die übrigen Empfänger des Fragebogens entsprechend der Beurteilungsskala einzustufen. Diese Beurteilungen konnten, wenn nötig, auch für einige (oder alle) Fragen einzeln vorgenommen werden.

Die Vertrauheitsbeurteilung als Grundlage einer sinnvollen Gewichtung ist bereits in [41] im Zusammenhang mit der gewichteten Aggregation von Expertenurteilen zu finden. Mit ihrer Einführung soll den Befragten, u.a. die Möglichkeit gegeben werden, Antworten zu Fragen, die direkt ihrem Spezialgebiet entstammen, quantitativ bewertend zu unterscheiden von solchen aus Nachbargebieten.

Zur Auswertung der Vertrauheitsbeurteilung erfolgte für jeden Bogen, zu jeder beantworteten Frage, die Mittelung der Bewertungen und anschließende Rundung dieses Mittelwertes zur nächstliegenden ganzen Zahl. Diese mittleren Beurteilungen pro Bogen und Frage wurden dann analog zum Vorgehen in [40] in Gewichte umgesetzt. Letztere fanden u.a. Verwendung bei der Ermittlung von normierten Bogen gewichten bezüglich der Gesamtheit der explizit ausgewerteten Fragen. Eine entsprechende Sensitivitätsanalyse ergab nur geringfügigen Einfluß dieser Gewichte, und somit der Vertrauheitsbeurteilung, auf die Ergebnisse.

Umsetzung der Antworten in Verteilungsfunktionen

Als Antworten sind zu einzelnen Wertebereichen Wahrscheinlichkeiten (Intervallwahrscheinlichkeiten) dafür angegeben, daß der zutreffende Wert, bzw. der Wert der zufällig variierenden Größe, im jeweiligen Intervall liegt. Damit ist an sich noch kein Verteilungstyp festgelegt, also insbesondere kein funktionaler Zusammenhang gegeben, nach dem die Wahr-

scheinlichkeit über dem Intervall im Sinne einer Dichtefunktion aufzuteilen wäre. In solchen Situationen ist es üblich, (vgl. auch [40]) innerhalb der Intervalle a priori eine Gleichverteilung anzunehmen, so daß über dem Wertebereich der Größe insgesamt eine stückweise Gleichverteilung, auch Histogrammverteilung genannt, zur Anwendung kommt. Sofern nicht anders angegeben, wurde von diesem Verteilungstyp ausgegangen.

Die stückweise Gleichverteilung hat außerdem den Vorteil, daß sie den Wahrscheinlichkeitsangaben der Befragten voll entspricht. Mit anderen Verteilungstypen wird es im allgemeinen gelingen, allen angegebenen Intervallwahrscheinlichkeiten zu genügen, das heißt mehrere Angaben der Befragten würden zu ignorieren sein bzw. nicht voll berücksichtigt werden können. Im Zuge einer Sensitivitätsanalyse, bei der auch andere Verteilungstypen zum Einsatz kämen, würde sich feststellen lassen, wie groß der Einfluß der Wahl des Verteilungstyps ist. Eine entsprechende Sensitivitätsanalyse in der Risikostudie für Druckwasserreaktoren [42], bei der u.a. auch stückweise Gleichverteilungen herangezogen wurden, hat nur relativ geringfügigen Einfluß des Verteilungstyps aufgezeigt.

Ermittlung lokaler subjektiver Vertrauensintervalle und eines Referenzergebnisses zur komplementären Verteilung der freigesetzten mechanischen Energie

Hier soll zunächst gezeigt werden, wie Vertrauensintervalle und Referenzergebnis mit den Antworten eines einzelnen Fragebogens erhalten werden können. Zur Illustration dienen die Ergebnisse zum Fragebogen der Brüterexperten der GRS. Anschließend wird erläutert, wie auf der Basis der Antworten in allen Bogen die Aussagen im Anhang A7-I der SNR-Studie erzielt wurden.

Probabilistische Auswertung der Antworten in Fragebogen / 1. Einleitungsphase

Die Fragengruppe 1 des Bogens befaßt sich mit der Unsicherheit in Teilaspekten der phänomenologischen Einschätzung der Einleitungsphase eines UKDS. Die Unsicherheit aus der möglichen stochastischen Variation wurde demgegenüber als vernachlässigbar beurteilt. Wir haben es deshalb mit ungenau bekannten deterministischen Größen zu tun, so daß sich die probabilistische Modellierung des subjektivistischen Wahrscheinlichkeitskonzepts bedient (Bild 8). Für die probabilistische Unsicherheitsanalyse führt also die Einleitungsphase auf ein bestimmtes aber ungenau bekanntes Werteintervall des mechanischen Arbeitspotentials. Zur Herleitung subjektiver Wahrscheinlichkeiten (Grad an Sicherheit), mit denen das jeweilige Intervall als zutreffend anzusehen ist, wurden die Antworten zu den Fragen 2, 4, 5, 6, 7, 12, 14 und 15 ausgewertet. Im Falle der ersten sechs Fragen zu diskreten Größen geschah dies mit Hilfe einer diskreten Response Funktion [43]. Ihre Zuordnungsvorschrift stützt sich auf SAS3D-Rechnungen und ist in Form von drei verknüpften Entscheidungstabellen in [1] detailliert beschrieben. Bei der Umsetzung des funktionalen Zusammenhangs aus der diskreten Response Funktion in entsprechende Wahrscheinlichkeitsoperationen wurde u.a. fragebogeninterne Unabhängigkeit der Unsicherheiten vorausgesetzt.

Die Response Funktion setzt die Antworten in Intervallwahrscheinlichkeiten des Arbeitspotentials um. Im Fragebogen war außerdem nach Wahrscheinlichkeitsangaben zur maximalen Brennstofftemperatur am Ende der Einleitungsphase und zum mechanischen Arbeitspotential direkt gefragt. Aus den Antworten zu beiden ergab sich jeweils eine weitere Verteilung des Arbeitspotentials, wodurch Konsistenzprüfungen ermöglicht wurden. Zusammenfassung der drei alternativen Verteilungen zu einer Mischverteilung lieferte die im weiteren Verlauf der Auswertung verwendete subjektive Wahrschein-

Tafel 3: Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen des mechanischen Arbeitspotentials der Einleitungsphase eines UKDS (mögliche stochastische Variation des Arbeitspotentials wurde gegenüber der Unsicherheit in der phänomenologischen Einschätzung vernachlässigt; Rundungen können zur Folge haben, daß die Summe der Wahrscheinlichkeiten ungleich 1 ist)

Intervallwahrscheinlichkeiten in % zu					
0...50	50...150	150...400	400.../k ₁	k ₁ .../k ₂	k ₂ .../k ₃ MJ
83,6	14,9	1,5			
79,4	19,0	1,6			
84,0	14,5	1,5			
78,8	20,0	1,3			
55,2	28,0	16,0	0,3/650	0,2/3761	0,2/1.E5
57,4	26,1	16,0	0,5/650		
54,6	34,1	7,0	4,2/650	0,1/669	
44,9	47,7	6,0	1,5/650		
87,9	8,5	2,4	0,9/1000	0,2/1210	
90,6	7,7	1,6	0,1/650		
93,6	5,4	1,0	0,1/650	0,0005/669	0,0007/1000
83,8	13,6	2,6	0,0003/650		
99,6	0,4				
86,2	9,9	3,9	0,02/650		
74,7	21,8	3,1	0,4/650	0,05/1000	0,02/1210

lichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials durch isentrope Brennstoffdampfdruck-Expansion auf 70 m³ am Ende der Primärexkursion eines UKDS. Dabei ist zu beachten, daß einem Wertintervall stets dann durch die Mischverteilung von Null verschiedene Wahrscheinlichkeit zugeordnet wird, wenn dies bei mindestens einer der drei alternativen Verteilungen der Fall ist. In Tafel 3 sind für jeden Fragebogen einzeln die Intervallwahrscheinlichkeiten dieser Mischverteilung angegeben.

Anhand der Antwort zur Frage nach den Eindringtiefen in den oberen und unteren axialen Brutmantel wurde ermittelt, ob ein UKDS mit bestimmtem Wert des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase noch zu Rekritikalität führen kann. Damit war es möglich, aus der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung des Arbeitspotentials die subjektive Aussage-sicherheit dafür abzuleiten, daß ein UKDS noch zu Rekritikalität führen kann. Zugleich ergab sich aus dieser Verteilung, zusammen mit der des Wirksamkeitsfaktors (vgl. Abschnitt „Einleitungsphase“) die subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der mechanischen Energiefreisetzung in der Einleitungsphase.

Für alle Arbeitspotentialwerte, die nicht zu einer Energiefreisetzung in der Einleitungsphase führten (bei denen also Rekritikalität nicht auszuschließen war), mußte zu den verschiedenen als möglich erachteten Rekritikalitätsabläufen die Verteilung des mechanischen Arbeitspotentials ermittelt werden.

2. Rekritikalität

Die Fragengruppen 3 und 4 befassen sich mit der möglichen stochastischen Variation hinsichtlich Unfallablaufart nach der Übergangsphase und Energetik eventueller Rekritikalitäten. Hier wurde also die Unsicherheit aus möglicher stochastischer Variation als dominanter Typ beurteilt, weshalb sich die probabilistische Modellierung des frequentistischen Wahrscheinlichkeitskonzepts bedient (Bild 8).

Für die Abläufe „Rekompaktion“ und „Brennstoffrückkehr“ war aus den Histogrammverteilungen des gleichzeitig reaktivitätserhöhend zurückkehrenden Anteils am gesamten Brennstoffinventar und der Geschwindigkeit am promptkritischen Punkt die Verteilung der Reaktivitätsrampe zu ermitteln. Außerdem wird im Fragebogen um Wahr-scheinlichkeitsangaben direkt zur Reaktivitätsrampe gebeten, um auch hier Konsistenzprüfungen zu ermöglichen. Zur weiteren Verwendung gelangte schließlich die Mischverteilung der beiden. Beim Ablauf „reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen“ stand nur die Rampenverteilung gemäß den direkten Wahrscheinlichkeitsangaben zur Verfügung.

Jedem Reaktivitätsrampenwert entsprach, zur Modellierung weiterer Unsicherheiten aufgrund möglicher stochastischer Variation, eine logarithmische Normalverteilung des Arbeitspotentials. Die Zuordnung ist in [1] für diskrete Rampenwerte mittels zweier Fraktile angegeben, wobei für die Abläufe „Brennstoffrückkehr“ und „reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen“ noch hinsichtlich des sogenannten „Streaming“-Effekts mittels der oberen Fraktile unterschieden wurde.

Analog zur Einleitungsphase ergab sich auch aus den Wahrscheinlichkeiten zur maximalen Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität eine Verteilung des Arbeitspotentials und schließlich war auch noch um Wahrscheinlichkeiten zum Arbeitspotential aus jedem der drei Rekritikalitätsabläufe direkt gebeten worden. Die resultierenden alternativen Verteilungen ermöglichten wiederum Konsistenzprüfungen. Zur weiteren Verarbeitung gelangte schließlich die Zusammenfassung zu je einer Mischverteilung für jeden der drei Rekritikalitätsabläufe.

Die Umsetzung des Arbeitspotentials in freigesetzte mechanische Energie erfordert Angaben zum jeweiligen Wirksamkeitsfaktor. Diese Faktoren wurden, ebenso wie in der Einleitungsphase, für die probabilistische Unsicherheitsanalyse näherungsweise als ungenau bekannte deterministische Größen aufgefaßt. Multiplikation des Arbeitspotentials, mit einem beliebigen aber festen Faktorwert aus der zugeordneten Histogrammverteilung, transformierte die Verteilung des Arbeitspotentials in jene der freigesetzten mechanischen Energie aus dem jeweiligen Rekritikalitätsablauf. Im Falle möglicherweise zusätzlich zu berücksichtigender Abläufe waren im Fragebogen Wahrscheinlichkeiten direkt zu Wertebereichen der Energie anzugeben. Damit liegen für jeden Fragebogen bedingte Verteilungen (unter der Bedingung des jeweiligen Ablaufs) der freigesetzten mechanischen Energie zu allen Rekritikalitätsabläufen vor.

3. Gewinnung der lokalen subjektiven Vertrauensintervalle
Die gesuchte Verteilung der freigesetzten mechanischen Energie soll, für die weitere Verwendung in der Risikoanalyse, die mögliche stochastische Variation modellieren. Ihre rechnerische Ermittlung muß aber, aufgrund der ungenau bekannten deterministischen Einflußgrößen, zu einer Schar möglicherweise zutreffender Verteilungen führen. Um einen repräsentativen Satz von Verteilungen aus dieser Schar zu erhalten, der zur näherungsweisen Gewinnung lokaler subjektiver Vertrauensintervalle geeignet ist, wurde eine zweistufige Monte-Carlo-Simulation durchgeführt. Ein Lauf der „äußeren“ Simulation wählte aus der Verteilung des Arbeitspotentials der Einleitungsphase einen Wert zufällig aus und stellte dazu fest, ob Rekritikalität noch möglich ist. Falls dies nicht der Fall war, wurde ein Wert des Faktors f_E zufällig ausgewählt und zur zugehörigen Energiefreisetzung aus der Einleitungsphase eine Verteilung in Form einer Stufenfunktion erhalten. Falls Rekritikalität noch möglich war, wählte die „äußere“ Simulation je einen Wert zu den übrigen ungenau bekannten deterministischen Größen und ermittelte damit sodann in n_2 Läufen der „inneren“ Simulation eine empirische Verteilung der mechanischen Energiefreisetzung aufgrund von Rekritikalität.

3. Gewinnung der lokalen subjektiven Vertrauensintervalle

Nach n_1 -Läufen der äußeren Simulation liegen somit zu jedem Wert x , der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie E , n_1 Wahrscheinlichkeiten für $E \geq x$ vor. Ordnet man sie der Größe nach in aufsteigender Reihenfolge,

so beschreiben der ($n_1 \cdot 0,05$)-te Wert von unten und oben näherungsweise ein lokales subjektives 90 % Vertrauensintervall (anhand der Antworten in Bogen i) für die Wahrscheinlichkeit, mit der die freigesetzte mechanische Energie einen Wert $\geq x$ annimmt.

Bild 10a zeigt als Kurven A und D die stetige Verbindung der oberen bzw. unteren Enden dieser lokalen subjektiven 90 % Vertrauensintervalle sowie als Kurve C die stetige Verbindung der lokalen 50 % Fraktile, wie sie aus den Antworten im Bogen der Brüterexperten der GRS erhalten wurden.

4. Ermittlung einer Referenzverteilung

Zum Arbeitspotential aus der Einleitungsphase, zum Brennstoff-Brutstoff-Verhältnis im fallenden Blockadeabschnitt sowie zu den Wirksamkeitsfaktoren, deren Wahrscheinlichkeitsangaben allesamt im Sinne von „Grad an Sicherheit“ (Interpretation B) zu verstehen sind, weil sie näherungsweise als ungenau bekannte deterministische Größen behandelt werden, fand als „beste Schätzung“ das ausgewogene Mittel \bar{U} aus

$$\int_0^{\bar{U}} (\bar{U}-u)f(u)du = \int_{\bar{U}}^{\infty} (u-\bar{U})f(u)du \Rightarrow \int_0^{\infty} (\bar{U}-u)f(u)du = 0$$

Verwendung. Dabei sind $f(u)$ die Dichtefunktion, $f(u)du$ der „Grad an Sicherheit“, mit dem u für zutreffend gehalten wird, $\bar{U}-u$ ($u \leq \bar{U}$) die Beträge der möglichen Überschätzungen und $u-\bar{U}$ ($u > \bar{U}$) die Beträge der möglichen Unterschätzungen, sofern \bar{U} nicht zutreffen sollte. Das heißt die Beträge der möglichen Über- und Unterschätzungen, gewichtet mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten ihres Zutreffens, halten sich für \bar{U} die Waage.

Es liegt also ein bester Schätzwert des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase, nämlich der Erwartungswert der Mischverteilung vor. Wäre dazu, gemäß der Antwort zu den Eindringtiefen, keine Rekritikalität mehr möglich, so wäre die zugehörige Stufenfunktion die Referenzverteilung. Andernfalls werden, gemäß den Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Einflußgrößen der Energiefreisetzung aufgrund von Rekritikalität (die mögliche stochastische Variation modellieren) und mit den besten Schätzwerten der beteiligten ungenau bekannten deterministischen Größen, n_2 Läufe der „inneren“ Simulation durchgeführt. Die daraus resultierende komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung der freigesetzten mechanischen Energie dient dann als Referenzergebnis auf der Basis der Antworten in Fragebogen i . Als Beispiel ist das Referenzergebnis aus den Antworten der Brüterexperten der GRS in Bild 10a als Kurve B eingetragen.

Probabilistische Auswertung der Antworten in allen Fragebogen

Nachdem die oben beschriebene Prozedur für jeden einzelnen der Fragebogen durchgeführt ist, könnte für die Wahrscheinlichkeit, mit der es bei einem UKDS zu einer mechanischen Energiefreisetzung von x oder mehr MJ kommt, ein Balkendiagramm analog zu Bild 9 gezeichnet werden. Damit würde jede Expertenmeinung für sich repräsentiert. Außerdem wäre das Diagramm für jeden interessierenden Energiewert separat zu erstellen.

Ganz offensichtlich würde allein die Angabe dieser Balken den Erfordernissen einer Risikoanalyse nicht gerecht. Schließlich geht es nicht primär darum, eine Meinungsstatistik zusammenzustellen, aus der dann entnehmbar wäre, mit welcher Wahrscheinlichkeit man in der Fachwelt auf einen Experten stößt, für den die gesuchte Wahrscheinlichkeit mit mindestens R % subjektiver Aussagesicherheit zwischen (zusammen mit R) vorgegebenen Grenzen liegt. Die Studie hat vielmehr eine

Aussage darüber zu treffen, in welchen Grenzen ihrer Einschätzung nach die Wahrscheinlichkeit für eine Energiefreisetzung von x oder mehr MJ mit vorgegebener subjektiver Aussagesicherheit liegt.

1. Gewinnung der lokalen subjektiven Vertrauensintervalle in Anhang A7-I der SNR-Studie

Das Problem, auf der Basis der subjektiven (a priori) Einschätzungen mehrerer Experten eine eigene subjektive (a priori) Einschätzung zu gewinnen, ist nicht neu. Auch gibt es dazu keine Vorgehensweise von der man behaupten könnte, sie wäre die allein Richtige. Vielmehr sind bereits verschiedene Wege beschritten worden, wovon [41] einige vorstellt. Wir wählten einen sehr naheliegenden Weg, indem wir zu vorgegebener Aussagesicherheit von Y % den zugehörigen Wahrscheinlichkeitswert p suchten, so daß die gewichtete Summe der Grade an Sicherheit mit denen für die einzelnen Experten die zutreffende Wahrscheinlichkeit unter p liegt, gerade Y % ergibt. Als Gewichte kamen dabei die oben erläuterten normierten Fragebogengewichte aus der Vertrauensbeurteilung in Anwendung.

$$\frac{Y}{100} = sw \left\{ \vec{\Gamma} : \omega(E \geq x | \vec{\Gamma}) \leq p \right\} = \sum_{i=1}^n g_i \cdot q_i \text{ mit } \sum_{i=1}^n g_i = 1.$$

Dabei ist

n die Anzahl der Fragebogen (= 15 bis zum Stichtag),

g_i das normierte Gewicht des Bogens i ,

$\vec{\Gamma}$ der Vektor der ungenau bekannten deterministischen Größen,

p der gesuchte Wahrscheinlichkeitswert,

x der Abszissenwert der komplementären Wahrscheinlichkeitsverteilung der Energie, an dem das subjektive Vertrauensintervall (Balken) ermittelt werden soll, und

Y die vorgegebene subjektive Aussagesicherheit der Studie in %,

während für die subjektive Aussagesicherheit q_i der einzelnen Experten gilt

$$sw_i \left\{ \vec{\Gamma} : \omega_i(E \geq x | \vec{\Gamma}) \leq p \right\} = q_i, i = 1, 2, \dots, n.$$

Die gewichtete Aggregation von subjektiven Einschätzungen mehrerer Experten fand in [40] Verwendung und wird bereits in [41] im Zusammenhang mit der Bayes'schen Formel vorgestellt, analysiert und vorteilhaft einer alternativen Vorgehensweise gegenübergestellt.

Die praktische Durchführung unseres Vorgehens kann sehr elegant im Rahmen der oben erläuterten zweistufigen Monte-Carlo-Simulation erfolgen. Dazu wird in jedem Lauf der „äußeren“ Simulation zuerst, gemäß den normierten Bogengewichten als Wahrscheinlichkeiten, einer der Fragebogen ausgewählt. n_1 Durchführungen der „äußeren“ Simulation (mit jeweils 0 bzw. n_2 Läufen der „inneren“ Simulation) ergeben schließlich eine Schar alternativer Verteilungskurven, an der nicht nur Kurven aus der Schar des Bogens i , sondern aus jedem Bogen beteiligt sind, und zwar im zahlenmäßigen Verhältnis der, aus der Vertrauensbeurteilung abgeleiteten, normierten Bogengewichte. Lokale subjektive 90 % Vertrauensintervalle sind dann ebenso wie im Falle eines einzelnen Fragebogens erhältlich. Damit liegt zu jedem Wert x und zur subjektiven Aussagesicherheit von zum Beispiel 90 %, anstelle der 15, genau ein Balken vor. Die stetigen Verbindungen der oberen bzw. unteren Enden der dadurch angegebene lokalen subjektiven Vertrauensintervalle zu den verschiedenen Energiewerten x , sind die Kurven A bzw. D in Bild 10b.

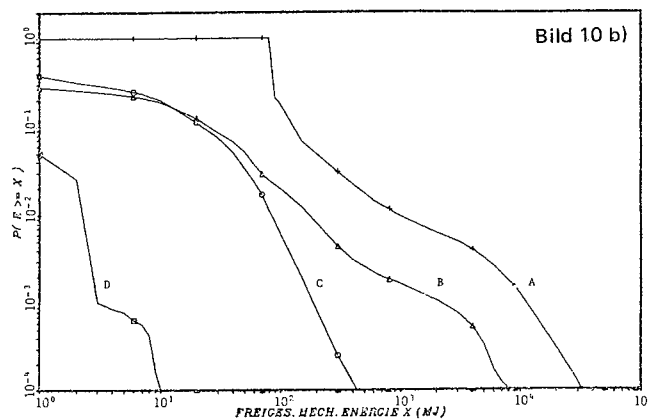
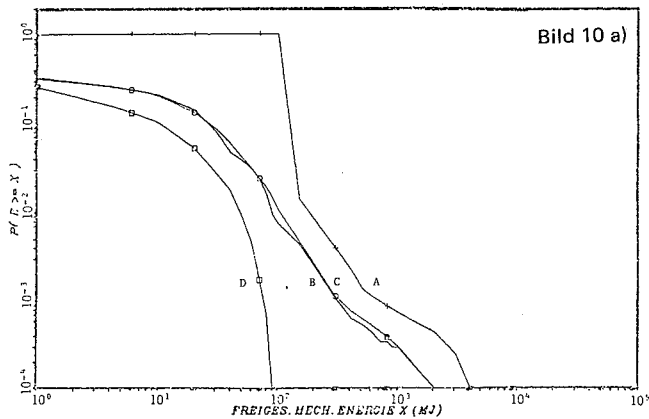


Bild 10: Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie: a) Aussagen auf der Grundlage der Antworten in einem einzelnen Fragebogen, b) Aussagen auf der Grundlage der Antworten in allen Fragebögen

2. Ermittlung der Referenzverteilung in Anhang A7-I' der SNR-Studie

Dazu fand gewichtete Aggregation (im Sinne von [40, 41]) der bogenspezifischen Arbeitspotentialverteilungen aus der Einleitungsphase gemäß den zugehörigen normierten Gewichten statt (vgl. [1], Tab. 7 und Bild 5). Auch alle Antworten zu den damit noch nicht erfaßten Fragen wurden gewichtet aggregiert. Als bester Schätzwert der ungenau bekannten deterministischen Größen fand, gemäß obiger Argumentation, der jeweilige Erwartungswert der aggregierten Verteilung Verwendung. Die Ermittlung der Referenzverteilung der Studie lief dann mit der Aggregation der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase genauso ab wie im Falle eines individuellen Bogens. Das Ergebnis ist in Bild 10 b als Kurve B eingezeichnet.

Wesentliche Ergebnisse und ihre probabilistische Interpretation

Bild 10b zeigt vier verschiedene Kurven zur mechanischen Energiefreisetzung bei einem UKDS. Sie haben folgende Bedeutung:

Kurve A: Mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve A zum Abszissenwert x .

Kurve B (Referenzergebnis): Sie gibt zu jedem Wert x eine subjektive Schätzung der Wahrscheinlichkeit an, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird.

Kurve C: Mit 50 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve C zum Abszissenwert x .

Kurve D: Mit 5 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve D zum Abszissenwert x .

Das heißt, zu jedem Wert x grenzen die Kurven A und D ein subjektives 90 % Vertrauensintervall der Wahrscheinlichkeit ein, mit der die mechanische Energiefreisetzung bei einem UKDS x oder mehr MJ beträgt.

An die Ausführungen im Abschnitt „Bemerkungen zu probabilistischen Grundlagen“ knüpfend sei hier folgendes festgehalten:

Zur Wahrscheinlichkeitsverteilung der freigesetzten mechanischen Energie kommt es aufgrund der möglichen stochastischen Variation und ihrer probabilistischen Modellierung mit dem frequentistischen Wahrscheinlichkeitskonzept.

Zu einer Verteilungsschar, und somit zu lokalen subjektiven Vertrauensintervallen, kommt es aufgrund der ungenau bekannten deterministischen Größen (in der rechnerischen Ermittlung der Verteilung) und deren probabilistischer Modellierung mit dem subjektivistischen Wahrscheinlichkeitskonzept.

Trotz der oben genannten Experimente und detaillierten Untersuchungen mußte noch ein entscheidendes Maß an Expertenurteil in die Quantifikation einfließen. Aus diesem Grunde sind sowohl die aus der Verteilung ablesbaren Wahrscheinlichkeitsschätzungen, als auch die aus der Verteilungsschar ermittelte Aussagesicherheit, als subjektiv zu bezeichnen.

Wie aus Bild 10b zu entnehmen ist, verlaufen die Kurven des Referenzergebnisses (B) und der lokalen 50 % Vertrauensgrenzen (C) bis etwa 100 MJ auf etwa gleichem Niveau. Das heißt, die subjektive Aussagesicherheit dafür, daß die zutreffende Wahrscheinlichkeit über oder unter dem Referenzergebnis liegt, ist bis etwa 100 MJ etwa gleich groß. Darüber hinaus verläuft das Referenzergebnis umso deutlicher über der Kurve der lokalen 50 % Vertrauensgrenzen, je höher der Wert x der mechanischen Energiefreisetzung ist. Das heißt, die subjektive Aussagesicherheit dafür, daß die zutreffende Wahrscheinlichkeit unter dem Referenzergebnis liegt, nimmt mit wachsendem Energiewert deutlich über die 50 % hinaus zu.

Diskussion der Ergebnisse

Die Auswertung der Antworten auf die Fragebogenaktion führte zu der in Bild 10b dargestellten besten Schätzung einer komplementären Verteilungsfunktion in Abhängigkeit von der mechanischen Belastung des Reaktortanks des SNR-300. Für Werte der mechanischen Belastung des Reaktortanks unterhalb von 50 MJ liegt die Referenzverteilung (beste Schätzung) etwa bei der subjektiven 50%-Vertrauensgrenze. Für Werte oberhalb von 50 MJ erhöht sich die entsprechende subjektive Aussagesicherheit schnell auf 80 % und mehr. Die Wahrscheinlichkeit, daß eine mechanische Belastung des Reaktortanks des SNR-300 von 400 MJ als Folge eines UKDS überschritten wird, wurde zu $3 \cdot 10^{-3}$ ermittelt. Die subjektive Aussagesicherheit dafür, daß der zutreffende Wahrscheinlichkeitswert darunter liegt, beträgt etwa 78 %.

Die subjektiven Schätzungen der komplementären Verteilungsfunktionen zeigen eine breite Streuung, die über mehrere Größenordnungen geht. Im interessierenden Bereich von subjektiven Aussagesicherheiten zwischen 50 und 95 % über-

decken die Streubreiten ein bis zwei Größenordnungen. Diese Tatsache ist auf mehrere Ursachen zurückzuführen. Sicherlich reflektiert die breite Streuung der Ergebnisse zum einen eine Unsicherheit der heute erreichten Qualität der theoretischen Beschreibung von physikalischen Phänomenen und ihrer Wechselwirkung, wie sie in den vorherigen Abschnitten dargestellt wurden. Dies gilt insbesondere für die theoretische Beschreibung von Vorgängen in Konfigurationen, in denen die ursprüngliche Brennelementgeometrie weitgehend oder vollständig verlorengegangen ist. Zum anderen muß aber auch darauf verwiesen werden, daß wegen des zeitlich eng vorgegebenen Rahmens für die Durchführung der Fragebogenaktion mit den formulierten Fragen nicht die gesamte Komplexität der Problemstellungen lückenlos und im Detail erfaßbar war, und daß daher teilweise grobstrig vorgegangen werden mußte. Diese fehlende Nuancierung des Fragebogens hatte sicherlich Auswirkungen auf die Struktur von Antworten einzelner Beteiligter. Die grobstrige Vorgehensweise bei der Erstellung des Fragebogens hatte ihren Grund auch in einem anderen Faktum: Weitergehende Detaillierung im Fragebogen hätte Ansprüche an das Detailwissen über den SNR-300 gestellt, die nur in den wenigsten Fällen bei den Befragten zu erwarten waren. Letztlich ist es daher auch auf diese Tatsachen zurückzuführen, daß die Ergebnisse ein derartig breit gefächertes Spektrum ausweisen, wenn man die Schwankungsbreite zwischen der 5%- und der 95%-Vertrauensgrenze betrachtet. Trotzdem bleibt die beste Schätzung der komplementären Verteilungsfunktion, die Basis für die weiteren Untersuchungen der risikoorientierten Studie zum SNR 300 war, belastbar, da sie in dem am meisten interessierenden Bereich hoher mechanischer Energiefreisetzungen von 150 bis 400 MJ einer oberen Vertrauensgrenze von 70 bis 80 % entspricht.

Die aus der Auswertung der Fragebogenaktion erhaltenen Ergebnisse sollen im folgenden eingehender analysiert werden. Drei Aspekten wird hierbei nachgegangen:

- Konsistenzprüfung der Ergebnisse,
- Aufzeigen relevanter Störfallpfade,
- Identifikation von Bereichen der Störfallanalyse, die wesentliche Beiträge zur Wahrscheinlichkeit für hohe mechanische Energiefreisetzungen liefern (> 400 MJ).

Konsistenzprüfung der Ergebnisse

Im Fragebogen wurden die Fragen teilweise so formuliert, daß die Möglichkeit einer Konsistenzüberprüfung bezüglich des Antwortenspektrums individueller Fragebogen als auch bezüglich der gewichtet zusammengefaßten Antworten möglich ist. Darüber hinaus ergibt sich hierdurch die Möglichkeit zu überprüfen, inwieweit die festgelegten Auswertevorschriften von Antworten zu einzelnen Phänomenen zur Ermittlung von komplementären Verteilungsfunktionen des mechanischen Arbeitspotentials zu Ergebnissen führen, die durch die Auswertung der direkten Antworten zu diesen Fragen bestätigt werden.

Die Qualität einer solchen Konsistenzprüfung soll im folgenden an Hand von Ergebnissen für die Einleitungsphase als auch von Ergebnissen für die Auswirkung von Rekritikalitätsereignissen erfolgen.

Die Auswertung der Antworten zur Einleitungsphase kann zum Beispiel auf vier verschiedenen Wegen durchgeführt werden:

Variante A: Alleinige Verwendung von Angaben zu den wichtigsten Einzelphänomenen, wie zum Beispiel axiale Expansion, Brennstoffdispersion, Brennstoffkompaktion etc. (AP_1);

Variante B: Alleinige Verwendung von Angaben zu der maximalen Brennstofftemperatur am Ende der Einleitungsphase (AP_2);

Variante C: Alleinige Verwendung der direkten Angaben zum isentropen Brennstoffarbeitspotential am Ende der Einleitungsphase (AP_3);

Variante D: Gewichtete Zusammenfassung der Varianten A, B und C zu einer Mischverteilung für die weitere Auswertung (AP_4).

Die auf der Grundlage dieser unterschiedlichen Auswerteverfahren auf der Basis aller Fragebogen gewonnenen Ergebnisse werden in Tafel 2 miteinander verglichen. Die Fragen zur subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung der maximalen Brennstofftemperatur und zum isentropen Arbeitspotential des Brennstoffdampfes (Auswertevariante B und C) sind weitgehend redundant, da sich das Arbeitspotential des Brennstoffdampfes bei isentropen Expansion auf ein Schutzgasvolumen von 70 m^3 durch Integration der Zustandsgleichung des Brennstoffdampfes ausgehend von einem Anfangsvolumen mit einer zugehörigen Temperaturverteilung bis zum Endvolumen ergibt. Von daher müßten diese beiden subjektiven Verteilungsfunktionen weitgehend identisch sein. Dies ist nicht der Fall. Die Verteilungsfunktion B ist bei Werten des Arbeitspotentials unter 150 MJ steiler als C, während die kumulierte subjektive Wahrscheinlichkeit für das Erreichen von einem Arbeitspotential am Ende der Einleitungsphase, das größer als 400 MJ ist, um den Faktor 5 größer ist, als die Ergebnisse der Auswertung von Variante C. Dieser letztere Unterschied reflektiert nicht so sehr große Unsicherheiten der Vorhersagequalität im allgemeinen, sondern Probleme der Güte subjektiver Aussagesicherheiten im Bereich von weniger als 1 %, die auf Expertenurteil beruhen.

Die Unterschiede der Form der Verteilungsfunktion werden stärker, wenn die Auswertevariante A mit C verglichen wird. Hier zeigt sich, daß bei Verwendung von Aussagen zu dominanten Einzelphänomenen und bei Berücksichtigung von speziell für den SNR 300 verfügbaren theoretischen Analysen die stärkere Erwartung des Erreichens geringerer Arbeitspotentiale als Folge der Einleitungsphase noch ausgeprägter ist als im Vergleich zwischen Auswertevariante B und C. Aber auch die weniger starke Abflachung der berechneten subjektiven Verteilungsfunktion für hohe Arbeitspotentiale (> 400 MJ) ist wiederzufinden. Diese Unterschiede in der Form der Verteilungsfunktion sind nicht nur auf eine unterschiedliche Bewertung der heute noch herrschenden Unsicherheiten bei der theoretischen Beschreibung von dominanten physikalischen Phänomenen oder auf Schwächen des gewählten Auswerteverfahrens von Antworten zu Einzelphänomenen zurückzuführen. Dieser Vergleich zeigt auch auf, daß bei der Beantwortung der direkten Frage nach dem Arbeitspotential, das als Folge des Störfallablaufs in der Einleitungsphase zu erwarten ist, entwurfsbedingte Eigenschaften des SNR 300 nicht im vollen Umfang berücksichtigt wurden. Typische Beispiele hierfür sind die folgenden: Der SNR-300 Mark 1a-Kern enthält nur Brennelemente eines Abbrandzustandes, das Spaltgasplenum liegt unten, die Brennelemente haben Gitterabstandshalter, die maximale lineare Stableistung ist sehr niedrig usw. Die Vermutung, daß diese Entwurfsmerkmale nicht in vollem Umfang berücksichtigt wurden, ist dadurch begründet, daß bei der Festlegung subjektiver Schätzungen von Wahrscheinlichkeiten Erfahrungen aus eigenen Analysen eine große Rolle spielen. Diese eigenen Analysen konzentrieren sich in den USA auf den CRBR, in Frankreich auf den PHENIX und SUPER-PHENIX und in Japan auf den MONJU-Reaktor. Diese Reaktoren haben teilweise andere Auslegungsmerkmale als der SNR 300, was die in der Tafel ausgewiesenen Unterschiede weitgehend erklärbar macht.

Als gemeinsames Ergebnis aller vier Auswertevarianten bleibt hier festzuhalten, daß das Brennstoffarbeitspotential am Ende der Einleitungsphase mit einer subjektiven Aussagesicherheit von 90 bis 95 % unterhalb von 150 MJ und mit einer subjekt-

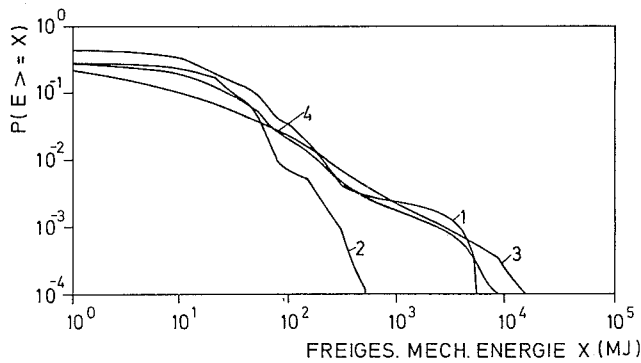


Bild 11: Referenzverteilungen der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie

tiven Aussagesicherheit von 99,0 bis 99,8 % unterhalb von 400 MJ bleibt.

Einen zweiten Anhaltspunkt zur Überprüfung der Konsistenz der Ergebnisse der Fragebogenaktion erhält man, wenn man in ähnlicher Art und Weise wie für die Einleitungsphase Ergebnisse von unterschiedlichen Auswerteverfahren der Antworten zu Rekritikalitätsereignissen miteinander vergleicht. Im folgenden werden dabei die Auswertungen der Antworten auf vier verschiedenen Wegen miteinander verglichen:

Variante 1 ist die beste Schätzung der komplementären Verteilungsfunktion der mechanischen Energiefreisetzung, berechnet unter alleiniger Verwendung der direkten Angabe von mechanischem Arbeitspotential zur Charakterisierung der Konsequenzen der unterschiedlichen Rekritikalitätsereignisse.

Variante 2 ist die beste Schätzung der komplementären Verteilungsfunktion unter alleiniger Verwendung der Angaben für die maximale Brennstofftemperatur zur Charakterisierung der unterschiedlichen Rekritikalitätsereignisse.

Variante 3 ist die beste Schätzung der komplementären Verteilungsfunktion unter alleiniger Verwendung einer der direkten Angaben über Verteilungsfunktionen von Reaktivitätsrampen als Folge von unterschiedlichen Rekritikalitätsereignissen.

Variante 4 ist eine gewichtete Zusammenfassung von Variante 1, Variante 2 und der berechneten Werte aus den vollständigen Angaben zu den wichtigsten Einzelphänomenen der unterschiedlichen Rekritikalitätsereignisse.

Die aus den vier Auswertevarianten folgenden besten Schätzungen für die komplementäre Verteilungsfunktion der mechanischen Energiefreisetzung als Folge eines UKDS sind in Bild 11 miteinander verglichen. Bis zu Werten von etwa 400 MJ der mechanischen Energiefreisetzung liegen die komplementären Verteilungsfunktionen relativ dicht beieinander, das heißt die ermittelten bedingten Wahrscheinlichkeiten (unter der Bedingung eines UKDS), mit der dieser Wert auf der Grundlage subjektiver Bewertung überschritten wird, schwankt zwischen $3 \cdot 10^{-4}$ und $6 \cdot 10^{-3}$. Für höhere Energiefreisetzung treten dagegen erhebliche Abweichungen auf zwischen der Auswertung von Angaben zur maximalen Brennstofftemperatur, die als Folge unterschiedlicher Rekritikalitätsereignisse erreicht wird, und der Auswertung von direkten Angaben zum Arbeitspotential. Auf der Grundlage der Informationen, die aus der Fragebogenaktion abzuleiten sind, ist diese Diskrepanz nicht erklärbar. Sie ist aber, wie die relativ gute Übereinstimmung der komplementären Verteilungsfunktionen der Auswertevarianten 1, 3 und 4 zeigt, nur von geringem Einfluß auf den Referenzwert, der den weiteren Analysen im Rahmen der risikoorientierten Studie zum SNR 300 zugrunde gelegt wurde.

Vergleicht man den Verlauf der komplementären Verteilungsfunktion wie sie sich aus der Auswertevariante 1 und 3 ergibt, zeigt sich eine qualitative und weitgehend quantitative Übereinstimmung der Funktionsverläufe, wenn auch die Variante 3 für hohe mechanische Energiefreisetzungen einen flacheren Verlauf zeigt, verglichen mit dem signifikanten Abfall der komplementären Wahrscheinlichkeit als Folge der Auswertevariante 1 bei einer mechanischen Energiefreisetzung von etwa 6000 MJ. Diese relativ gute Übereinstimmung der komplementären Verteilungsfunktionen zeigt, daß das gewählte, betont vorsichtige Auswerteverfahren zur Ermittlung mechanischer Energiefreisetzungen aus Angaben zu Einzelphänomenen zu Aussagen führt, die mit der Auswertung von direkten Fragen zur mechanischen Energiefreisetzung konsistent sind. Auch in diesem Zusammenhang bleibt darauf hinzuweisen, daß die Beantwortung von Fragen direkt zur mechanischen Energiefreisetzung als Folge von Rekritikalitätsereignissen wesentlich durch eigene Erfahrungen der Experten bei Rechnungen zu den in ihrem Land verfolgten Projekten beeinflusst werden. Es bleibt offen, ob entwurfsbedingte Eigenschaften des SNR-300 wie die große Anzahl der Regel- und Trimmstabpositionen im Kern sowie die Existenz der mit Natrium gefüllten Blindelementpositionen bei der Beantwortung der Fragen in ausreichendem Maße berücksichtigt wurden. Aus den aus der Fragebogenaktion ermittelten Ergebnissen alleine läßt sich nicht separieren, welchen Einfluß Unsicherheiten über physikalische Einzelphänomene und welchen Einfluß die Nichtberücksichtigung von Entwurfsdetails des SNR-300 auf die komplementäre Verteilungsfunktion hat.

Daher sei an dieser Stelle die aus der Auswertung der Fragebogenaktion folgende komplementäre Verteilungsfunktion verglichen mit Ergebnissen, die im Rahmen der Durchführung der SAI-Studie zum SNR-300 ermittelt wurden [44]. In dieser Studie wurde wesentlich detaillierter als in der Fragebogenaktion die Methode der Ereignisbaumanalyse zur Quantifizierung von bedingten Wahrscheinlichkeiten der mechanischen Energiefreisetzung angewendet. Sie wurde sequentiell auf die Vorgänge während der Einleitungsphase, der Übergangsphase, der Phase ausgedehnter Materialbewegung, der Entladephase und der Phase der mechanischen Belastung der Reaktortankstrukturen angewendet. Bei der Auswertung wurden sowohl alle theoretischen und experimentellen Arbeiten zu Einzelphänomenen des Störfallablaufs berücksichtigt, als auch alle verfügbaren Rechnungen mit SAS3D, KADIS und SIMMER, die für den SNR 300 unter voller Berücksichtigung von Entwurfsmerkmalen durchgeführt wurden. Die hieraus abgeleitete komplementäre Verteilungsfunktion ist in Bild 12 mit dem Referenzergebnis der Auswertung der Fragebogenaktion verglichen. Aus dem Vergleich wird ersichtlich, daß die aus der SAI-Studie folgende komplementäre Verteilungsfunktion bis zu mechanischen Energiefreisetzungen von 200 bis 300 MJ weitgehend der Referenzkurve entspricht, wie sie sich aus der Auswertung der Fragebogenaktion ergibt. Für hohe Energiefreisetzungen ergeben sich dagegen größere Abweichungen. Diese sind auf mehrere Gründe zurückführbar. Zum einen konnten in der Fragebogenaktion nicht im gleichen Umfang Details des Störfallablaufs berücksichtigt werden, wie dies bei den vom KfK durchgeführten Analysen erfolgt ist. Zum anderen konnten bei der Einschätzung durch internationale Experten aus anderen Laboratorien Auswirkungen von Entwurfseigenschaften des SNR 300 auf den Störfallablauf nicht in gleichem Maße Eingang finden, wie bei den mit dem SNR 300 im Detail befaßten Wissenschaftlern. Nicht zuletzt trägt aber zum Beispiel auch die unterschiedliche Bewertung der Belastbarkeit von SIMMER-Analysen für die Ermittlung von Konsequenzen aus Rekritikalitätsereignissen zu diesem unterschiedlichen Verlauf der komplementären Verteilungsfunktion im Bereich hoher mechanischer Energiefreisetzung

bei. Ohne an dieser Stelle auf Einzelheiten der unterschiedlichen Bewertungen eingehen oder diese diskutieren zu können, sei hier festgehalten, daß der Vergleich folgendes eindrucksvoll dokumentiert: Die durch die Auswertung der Fragebogenaktion erhaltene komplementäre Verteilungsfunktion (auf der Grundlage subjektiver Schätzung internationaler Experten) wird weitgehend bestätigt durch die Auswertung detaillierterer Analysen zum Störfallverhalten des SNR 300, die Grundlage des Genehmigungsverfahrens waren. Darüber hinaus bestätigt dieser Vergleich, daß bei der Wahl des Auswerteverfahrens der Fragebogenaktion betont vorsichtig vorgegangen wurde.

Soweit es im Rahmen der Möglichkeiten lag, hat eine Überprüfung der Konsistenz der Antworten zu der Fragebogenaktion keine wesentlichen Ansatzpunkte ergeben, die die gewonnenen Ergebnisse prinzipiell in Frage stellen. Die aus der Auswertung der Fragebogenaktion abgeleitete Referenzkurve für die komplementäre Verteilungsfunktion der mechanischen Energiefreisetzung kann als eine konservative Eingrenzung des Erwartbaren eingestuft und verteidigt werden.

Aufzeigen relevanter Störfallpfade

Neben der Ermittlung einer subjektiven Schätzung der Wahrscheinlichkeit dafür, daß der Sicherheitseinschluß der Kernmaterialien innerhalb des Reaktortanks nach einer Kernzerstörung unmittelbar als Folge der mechanischen Energiefreisetzung nach einem UKDS versagt, können die Ergebnisse der Expertenbefragung auch dahingehend ausgewertet werden, welche Störfallpfade als die relevanten angesehen werden, das heißt welche mit hoher subjektiver Aussagesicherheit als zutreffend beurteilt werden, bzw. welchen ein hoher subjektiver Schätzwert der Eintrittswahrscheinlichkeit zugeordnet wird.

Wegen der unterschiedlichen Qualität der aus der Auswertung der Fragebogenaktion abgeleiteten Aussagen muß die Darstellung relevanter Störfallabläufe für die Ergebnisse der Einleitungsphase und für die Ergebnisse der Rekritikalitätsereignisse unterschiedlich erfolgen. In Bild 1 sind die subjektiven Aussagesicherheiten dafür eingetragen, daß der Störfall als Folge der Einleitungsphase in eine energetische Kernzerlegungsphase bzw. direkt in die Nachwärmeabfuhrphase einläuft. Es wurde angenommen, daß Abläufe, die in der Einleitungsphase ein Arbeitspotential unter 50 MJ ergeben, aber nicht in die Übergangsphase münden, direkt in die Nachwärmeabfuhrphase überleiten. Als Ergebnis der Fragebogenaktion folgt, daß mit einer subjektiven Aussagesicherheit von 77 % der Störfall nach der Einleitungsphase in eine Übergangsphase einläuft. Mit nur 7 % subjektiver Aussagesicherheit läuft der Störfall ausgehend von der Einleitungsphase direkt in die Nachwärmeabfuhrphase. Die subjektive Aussagesicherheit, daß sich an eine Einleitungsphase eine energetische Kernzerlegungsphase anschließt, bleibt mit 16 % auf einem relativ niedrigen Niveau.

Aus der Auswertung der Fragebogenaktion folgt demgegenüber für die beste Schätzung der Wahrscheinlichkeit (Referenzwert), daß als Folge der physikalischen Phänomene in der Einleitungsphase der Störfall in die Übergangsphase einläuft, ein Wert von 100 %. Die subjektive Sicherheit dieser Aussage wurde zu 77 % ermittelt. Folgt man der Annahme, daß von einer energetischen Kernzerlegungsphase erst bei isentropen Brennstoffarbeitspotentialen über 50 MJ gesprochen werden kann, ergibt sich das in Bild 2 dargestellte Bild. Nachfolgend zur Übergangsphase geht der Störfall mit einem subjektiven Schätzwert der Eintrittswahrscheinlichkeit von 95 % in die Phase integraler Materialbewegung über, aus der heraus dann mit etwa gleich großer bedingter Wahrscheinlichkeit der Störfallablauf in die Nachwärmeabfuhrphase überleitet. Der Störfallablauf endet ent-

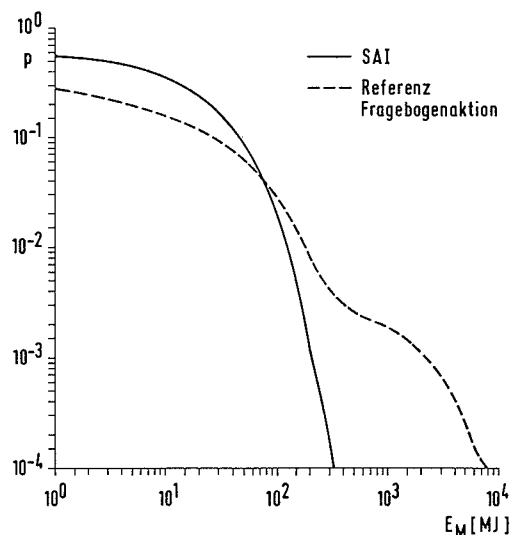


Bild 12: Vergleich der Referenzergebnisse für die komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie aus der Fragebogenaktion und aus der SAI-Studie

sprechend einem subjektiven Schätzwert von 88 % in der Nachwärmeabfuhrphase, ohne daß physikalische Phänomene auftreten, die zu hohen mechanischen Energiefreisetzung und damit zu wesentlichen mechanischen Belastungen des Reaktortanks führen. Höhere mechanische Energiefreisetzung sind mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von 5 % aus der Übergangsphase heraus und mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von 7 % aus der Phase integraler Kernmaterialbewegung heraus zu erwarten. Auf die jeweiligen Beiträge zur komplementären Verteilungsfunktion der bedingten Wahrscheinlichkeit für sehr hohe Energiefreisetzung (> 400 MJ) wird im nächsten Abschnitt näher eingegangen.

Identifikation von Bereichen der Störfallanalyse, die wesentliche Beiträge zur Wahrscheinlichkeit für hohe mechanische Energiefreisetzung liefern (über 400 MJ)

Abschließend soll untersucht werden, welche Ereignisse dominante Beiträge zur Referenzverteilung in der Umgebung der Auslegungsgrenze von 370 MJ mechanischer Lastabtragung im Reaktortank des SNR 300 liefern. Daß die Störfallentwicklung in der Einleitungsphase hinsichtlich dieser Fragestellung nur von untergeordneter Bedeutung ist, wird dadurch ersichtlich, daß die Referenzverteilung für die mechanische Energiefreisetzung nur Beiträge aus Rekritikalitätsereignissen enthält. Klarer wird die Situation, wenn man die komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase eines mittleren UKDS analysiert (Bild 13). Mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der Wert des mechanischen Arbeitspotentials am Ende der Einleitungsphase unterhalb von 170 MJ. Berücksichtigt man, daß der Konversionsfaktor von thermischer in mechanische Energie mit einer subjektiven Aussagesicherheit von etwa 70 % kleiner 0,4 und mit einer subjektiven Aussagesicherheit von 92 % kleiner 1 ermittelt wurde, erkennt man, daß zwar mit einer subjektiven Aussagesicherheit von 16 % der Störfall aus der Einleitungsphase heraus in eine energetische Kernzerlegungsphase einläuft, das Potential aber klein ist, da-

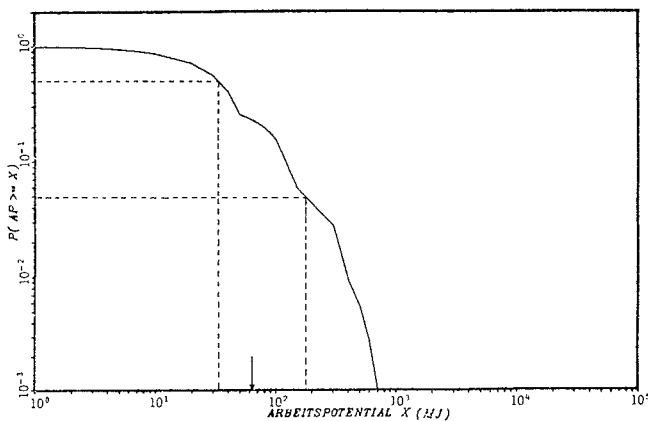


Bild 13: Komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase eines UKDS. 50- und 95%-Fraktile sowie der Erwartungswert sind gekennzeichnet

durch große Beiträge zur subjektiven Aussagesicherheit dafür zu liefern, daß in der Einleitungsphase eine mechanische Reaktortankbelastung von 400 MJ überschritten wird (siehe Bild 14).

Anders stellt sich die Situation bei der Analyse der Ergebnisse für Rekritikalitätsereignisse dar, das heißt für die Störfallabläufe, die sich aus der Übergangsphase bzw. der Phase integraler Kernmaterialbewegung heraus entwickeln können. In Bild 5 sind die möglichen Störfallentwicklungen nach dem Eintritt in die Übergangsphase in einem Blockdiagramm dargestellt und die subjektiven Schätzwert der Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Störfallwege angegeben. Hiernach muß im wesentlichen mit drei charakteristischen Rekritikalitätsszenarien (RSC) gerechnet werden:

- RSC 1: Rekritikalität bei noch intakten Kästen,
- RSC 32: Rekritikalität durch Fluidbewegungen in größeren siedenden Schmelzen,
- RSC 33: Rekritikalität durch Brennstoffrückkehr in größere siedende Schmelzen.

Das Rekritikalitätsszenario RSC 1 führt in eine energetische Kernzerlegung aus der Übergangsphase heraus, während die anderen beiden Szenarien (RSC 2 und RSC 3) aus der Phase integraler Kernmaterialbewegung in eine energetische Kernzerlegungsphase überleiten. Die komplementären subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Beiträge aus diesen Rekritikalitätsszenarien zum Gesamtergebnis (Bild 10 b) sind

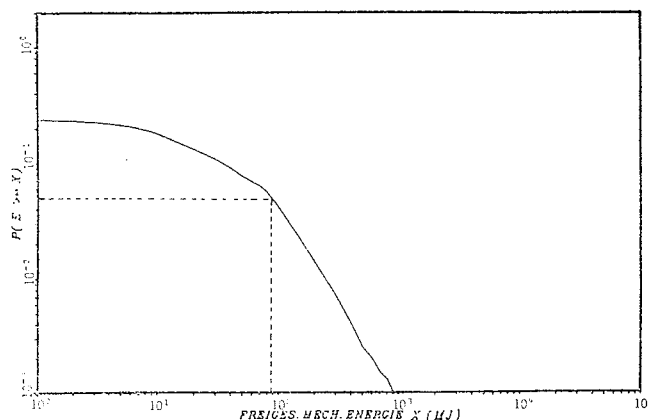


Bild 14: Komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der mechanischen Energiefreisetzung in der Einleitungsphase. Gekennzeichnet ist die obere 95%-Fraktile

in Bild 15 dargestellt. Beschränken wir die Diskussion dieser Auswertung der Fragebogenaktion auf die Verläufe der Referenzergebnisse, ergibt sich das folgende Bild:

Das Rekritikalitätsszenario RSC 1 (Bild 15a) liefert nur unwesentliche Beiträge zur gesamten Wahrscheinlichkeit, daß im SNR 300 eine mechanische Energiefreisetzung von 370 MJ als Folge eines UKDS überschritten wird ($< 1 \cdot 10^{-4}$). Im Gegensatz dazu weist der Verlauf des Referenzwertes aus dem Rekritikalitätsereignis RSC 32 – Fluidbewegungen in größeren siedenden Schmelzen – zwischen Werten der freigesetzten mechanischen Energie von 100 MJ bis 2000 MJ nur einen außerordentlich geringen Abfall der Wahrschein-

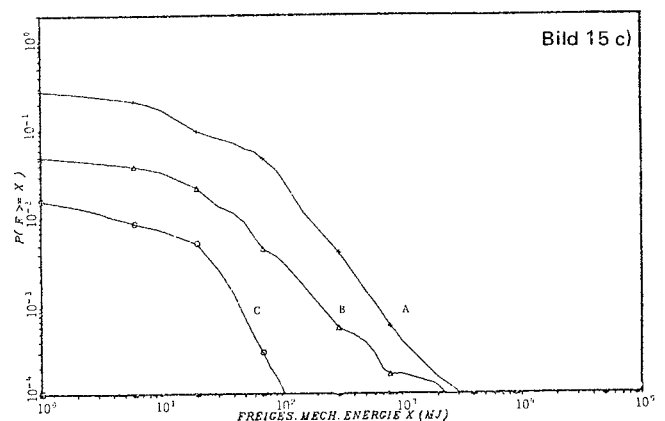
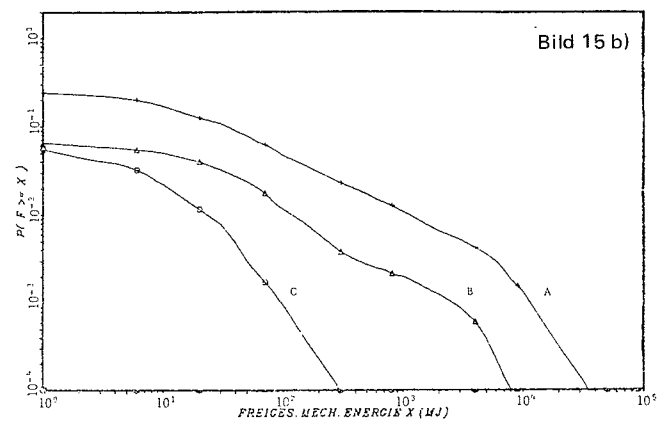
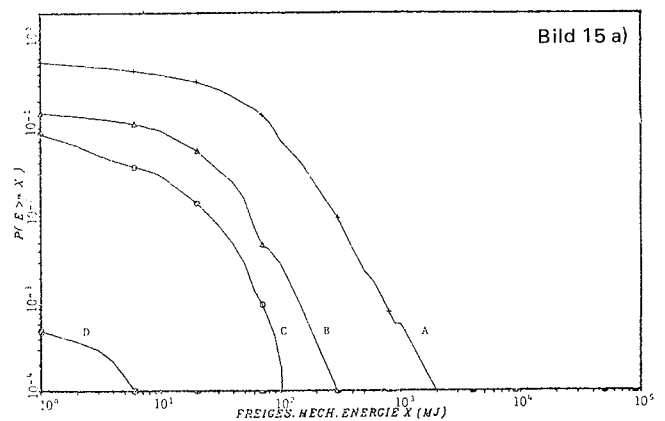


Bild 15: Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus a) RSC 1, b) RSC 32 und c) RSC 33 zum Ergebnis in Bild 10b. Kurve B ist das Referenzergebnis (beste Schätzung); Kurven A, C und D entstehen durch Verbindung der lokalen subjektiven 95-, 50- oder 5%-Vertrauensgrenzen

lichkeit von $1 \cdot 10^{-2}$ auf $1 \cdot 10^{-3}$ aus (Bild 15b). Die Spannenweiten der Energiewerte zwischen der 50%- und der 95%-Kurve, auf dem Niveau von zum Beispiel 10^{-3} komplementärer Wahrscheinlichkeit, weist auf die große Schätzunsicherheit der internationalen Experten hin, was in derartigen Kernkonfigurationen passieren kann. Bedenkt man, daß hier danach gefragt ist, wie sich eine große siedende Kernschmelze in einem abgeschlossenen Volumen verhält, ist diese Unsicherheit nicht verwunderlich. Die Komplexität der möglichen thermodynamischen Wechselwirkungsvorgänge in einem Mehrstoff-Mehrphasen-Gemisch aus Stahl, Brennstoff, Spaltprodukten und unter Umständen Natrium ist erheblich und die Sensitivität des neutronenphysikalischen Verhaltens derartiger Anordnungen außerordentlich groß. SIMMER-Analysen geben hier zwar erste Hinweise, aber die laufenden F+E-Arbeiten zu diesen Problemen sind bei weitem noch nicht abgeschlossen. Letztlich ist es diese Unsicherheit einer verlässlichen Quantifizierung von Vorgängen in einer großen siedenden Schmelze im ursprünglichen Kernbereich, die einen wesentlichen Teil des Gesamtergebnisses (Bild 10b) der Fragebogenaktion dominant beeinflussen, das heißt insbesondere die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit, daß die freigesetzte Energie als Folge eines UKDS die Auslegungsgrenze des Reaktortanks des SNR-300 überschreitet. Beiträge zu diesem Wert ergeben sich auch aus der Auswertung zum Rekritikalitätsszenario RSC 33 (Bild 15c), wenn auch die Beiträge nicht von gleicher Größenordnung sind, wie die aus dem Rekritikalitätsszenario RSC 32.

Schrifttum

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Risikoorientierte Analyse zum SNR-300. GRS-51 (Oktober 1982)
- [2] Agaisse, R. et al.: CABRI Project — Recent Progress and Present Status. Int. Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety Related Design and Operational Aspects. Lyon, July 1982.
- [3] Bailly, J.: The Scarabee Facility — Its Main Characteristics and the Experimental Program. Nucl. Eng. Des., 59, (1980), 237–255.
- [4] Dickermann, C. E. et al: Status and Summary of TREAT In-Pile-Experiments on LMFBR Response to Hypothetical Core Disruptive Accidents. Symposium on the Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety. Atlanta, USA, (Nov. 1977), Vol. 2, 19–50.
- [5] Dimelti, R. J. et al: An Analysis of Recent Fuel Disruption Experiments. Int. Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety Related Design and Operational Aspects. Lyon, July 1982.
- [6] Fischer, E. A. et al: In Core Fuel Disruption Experiment Simulating LOF Accidents for Homogeneous and Heterogeneous Core Int. Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety Related Design and Operational Aspects. Lyon, July 1982.
- [7] Klickman, A. E. et al: Review of Recent ANL Safety Experiments in SLSF and TREAT. Int. Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety Related Design and Operational Aspects, Lyon, July 1982.
- [8] Teague, H. J.: The Joint AEA/CEA/KfK. Interpretation of the Scarabee Programme. Nucl. Eng. Des., 59, 1980, 231–
- [9] Cahalan, J. E.: The Status and Experimental Basis of the SAS4A Accident Analysis Code System. Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, USA, Aug. 1979, 603–614.
- [10] Stevenson, M. G.: Current Status and Experimental Basis of the SAS LMFBR Accident Analysis Code System. Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, USA, April 1974, 1303–1321.
- [11] Bohl, W. R. et al: An Analysis of the Unprotected Loss of Flow Accident in the Clinch River Breeder Reactor with an End of Equilibrium Cycle Core. ANL/RAS 77–15, (May 1977).
- [12] Javeri, V. und V. Lugenheim: Analyse des Kühlmitteldurchsatz Störfalls für den Mark 1A Kern des SNR-300 mit dem Rechenprogramm SAS3D. GRS-A-390 (Dez. 1979) (unveröffentlicht).
- [13] Meyer, J. F. et al: An Analysis and Evaluation of the Clinch River Breeder Reactor Core Disruptive Accident Energetics. NUREG-0122, March 1977.
- [14] Royl, P. et al: Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörungen im abgebrannten Mark 1A-Kern des Kernkraftwerks Kalkar. KfK 2845 (Dez. 1979).
- [15] Detrich, L. W.: An Assessment of Early Fuel Dispersal in the Hypothetical Loss of Flow Accident. Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, USA, Aug. 1979, 615–623.
- [16] Abramson, P. B. and P. A. Pizzica: EPIC: A Computer Program for Fuel Coolant Interactions. Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, USA, Oct. 1976, 979–98.
- [17] Abramson, P. B.: The Importance of Heat Transfer in Hypothetical Core Disruptive Accident Analysis. Nucl. Techn. 35, 1977, 87–96.
- [18] Düsing, R. et al: Abschätzungen zur Umsetzung von thermischer in mechanische Energie im Anschluß an einen Kühlmitteldurchsatzstörfall für das Kernkraftwerk Kalkar. KfK-PSB-IV 216, Jan. 1981.
- [19] Essig, C. und W. Maschek: Einfluß des Brennstoff/Stahl Wärmeübergangs auf den Umsetzungsprozess thermischer in mechanische Energie. Reaktortagung, Berlin, März 1980, 199–203.
- [20] Schmuck, P.: Der Einfluß von Spaltgasen auf die mechanische Energiefreisetzung nach einem hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfall in einem SNR. Reaktortagung, Hannover, 1978, 303–306.
- [21] Buchner, M. und P. Royl: Scoping Analyses of Boiling Pool Pressurisation and Discharge in the Transition Phase of Hypothetical Loss of Flow Transients in SNR-300. Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, USA, Aug. 1979, 150–159.
- [22] Cho, D. H. and M. Epstein: Work Potential Resulting from a Mechanical Disassembly of the voided FFTF Core. ANL-RAS-74-17, 1974.
- [23] Royl, P.: PBDOWN: A Computer Code for Simulating Core Material Discharge and Thermal to Mechanical Energy Conversion in LMFBR Hypothetical Accidents. 6th Int. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Paris, Aug. 1981, Paper E3/8.
- [24] Spencer, B. W., a. o.: Summary and Evaluation of Reactor-Material Fuel Freezing Tests. Int. Meeting on Fast Reactor Technology, Seattle, USA, Aug. 19-23, 1979.
- [25] Fröhlich, R. und W. Maschek: Untersuchung von Modellfällen für Sekundärkritikalitäten im Kernbereich des SNR-300 (Mark 1A Kern). KfK-3320, 1982.
- [26] Ostensen, R. W.: A Sensitivity Study on the Damage Potential of a Liquid Metal Fast Breeder Reactor Core Disassembly. Nucl. Techn. 43, 1979, 301–319.
- [27] Maschek, W. a. o.: Transition Phase and Recriticality Analyses for a SNR-Type Homogeneous Core with the SIMMER-II Code. Int. Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety Related Design and on Operational Aspects, Lyon, July 19–23, 1982.
- [28] Bohl, W. R.: Some Recriticality Studies with SIMMER-II. Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, August 1979.
- [29] Royl, P. a. o.: Scoping Analyses of Early Recriticalities for Hypothetical Loss of Flow Accidents in SNR-Type Reactors Using the SAS3D System. Int. Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety Related Design and on Operational Aspects, Lyon, July 19–23, 1982.
- [30] Zukünftige Kernenergie-Politik, Kriterien—Möglichkeiten—Empfehlungen. Bericht der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages, Teil II, Zur Sache, Nr. 2, 1980.
- [31] Hays, W. L. und R. L. Winkler: Statistics: Probability, Inference and Decision, Vol. I Holt, Rinehart and Winston Inc., New York, 1970.
- [32] Benjamin, J. R. und C. A. Cornell: Probability, Statistics and Decision for Civil Engineers. McGraw-Hill Inc., 1970.
- [33] Raiffa, H. und R. Schlaifer: Applied Statistical Decision Theory, Harvard University, Boston, 1961.
- [34] Hynes, H.E. und E. H. Vanmarcke: Reliability of Embankment Performance Predictions Mechanics in Engineering, University of Waterloo Press, 1976.
- [35] de Finetti, B.: Theory of Probability. John Wiley & Sons, 1974.
- [36] Nau, R. F.: Coherent Assessment of Subjective Probability, ORC 81-5, University of California, Berkeley, März 1981.
- [37] Kahnemann, D. und A. Tverska: Judgement under Uncertainty, Cambridge University Press, Mai 1982.
- [38] Jungermann, H. und G. de Zeeuw (eds.): Decision Making and Change in Human Affairs, D. Reidel Publ. Comp., 1977.
- [39] Abramson, L. R.: Some Misconceptions about the Foundation of Risk Analysis. Kaplan, S. and B. J. Garrick: Some Misconceptions about Misconceptions: A Response to Abramson Abramson, L. R.: A Rejoinder to Kaplan and Garrick, Letters to the Editor, Risk Analysis, Vol 1, No. 4, 1981.
- [40] Climate Change to the Year 2000 — A Survey of Expert Opinion; conducted by the Research Directorate of the National Defense University, Washington, Feb. 1978.
- [41] Winkler, R. L.: The Consensus of Subjective Probability Distributions. Management Science, Vol. 15, No. 2, Oct. 1968.
- [42] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie „Kernkraftwerke“, Fachband 8: Unfallfolgenrechn. und Risikoegebnis. Herausgeber: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1981.
- [43] Myers, R. H.: Response Surface Methodology, Allyn and Bacon, Boston 1971.
- [44] Rumble, E. und M. Schikorr: Conditional Risk Assessment of SNR-300 Liquid Metal Fast Breeder Reactor Plant, SAI-320-82-PA, August 1982.

Diskussion

C. B. von der Decken (KFA, Jülich):

Den Wichtungsfaktoren kommt eine besondere Bedeutung zu. Wie ist diese Gewichtung vorgenommen worden in Hinblick auf:

- Qualifikation der Experten,
- Unabhängigkeit in der Methodik zur Ermittlung der fraglichen Werte zwischen den Experten?

E. Hofer (GRS):

Grundlage der Ermittlung der Gewichte war die im Fragebogen enthaltene Vertrauensbeurteilung („self- and colleague rating“). Die Skala reichte von 5 für „Experte“ bis 1 für „nicht vertraut“. Die Beurteilung war für Fragengruppen vorgesehen, konnte bei Bedarf aber auch zu jeder Frage einzeln vorgenommen werden. Mit der Selbstbeurteilung sollte den Befragten die Möglichkeit gegeben werden, Antworten zu Fragen direkt aus ihrem Spezialgebiet quantitativ anders zu bewerten als solche zu Fragen aus Nachbargebieten.

Die Beurteilungen wurden pro Bogen und Frage gemittelt und zur nächstliegenden ganzen Zahl gerundet in Gewichte umgesetzt. Die Umsetzung erfolgte auf die gleiche Weise wie in [40], woraus auch die Beurteilungsskala übernommen wurde. Das Vorgehen ist ausführlich beschrieben in der SNR-Studie ([1], Anhänge A7-I und A7-II).

Eine Sensitivitätsstudie, bei der alle Gewichte auf den gleichen Wert gesetzt wurden, führte im übrigen zu nur geringfügig verschiedenen Ergebnissen.

Was die Frage nach der Unabhängigkeit der Experten untereinander in ihrer Methodik zur Ermittlung der Antworten betrifft, so sehen wir uns außerstande, hier zu quantifizieren, wieviel die Befragten an Fachwissen gemeinsam haben, da sie vermutlich die gleichen Tagungen besuchen, die gleichen Publikationen lesen und möglicherweise über ihre vergangenen und laufenden Experimente sowie theoretischen Untersuchungen gegenseitig Bescheid wissen.

Der Literatur [40, 41] entnehmen wir aber, daß es bei dem von uns gewählten Vorgehen (im Prinzip „weighted averaging“) nicht Bedingung ist, daß die Antworten auf paarweise voneinander unabhängigen Informationsmengen beruhen.

H. Vossebrecker (Interatom, Bergisch Gladbach):

Meine Frage betrifft die Gesamtheit der heute gehaltenen Vorträge zum SNR-300:

Beim Risikovergleich (DWR/SNR wurden die Ergebnisse der Phase A der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke als Bezugspunkt verwendet. Nun deuten aber alle Anzeichen darauf hin, daß im Rahmen der Phase B für den DWR ein deutlich geringeres Risiko ausgewiesen werden wird. Auf der anderen Seite sind in der SNR-300-Studie erhebliche Konservativitäten enthalten. Ich erinnere an:

- die von Dr. Scharfe schon angesprochene pessimistische Behandlung beim Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme,
- die von Dr. Köberlein erwähnte pessimistische Behandlung des Brennelementlagers,
- die von Professor Schikarski erwähnten konservativen Annahmen beim Aerosoltransport.

Würden Sie vor diesem Hintergrund der Aussage zustimmen, daß die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A und die Risikoorientierte Analyse SNR-300 etwa durch einen vergleichbaren Grad an Konservativität charakterisiert sind?

K. Köberlein (GRS):

Diese Frage kann man nicht quantitativ beantworten. Erstens ist noch nicht bekannt, welche Ergebnisse Phase B der DWR-Studie liefern wird. Zweitens wurde nicht quantifiziert, was für den SNR herauskommt, wenn man pessimistische Annahmen abbaut und zu realistischeren Einschätzungen kommt. Tendenziell stimme ich Ihrer Vermutung zu, daß eine genauere Beschäftigung mit dem SNR zu einer Reduzierung des ermittelten Risikos führen dürfte. Ich verweise zum Beispiel auf die Kurven für die komplementäre Häufigkeitsverteilung somatischer Spätschäden. Die relativ weit oben ansetzende Kurve bezieht sich auf das natriumgekühlte Brennelementlager. Gerade diese Analyse ging sehr grob vor. Aus Zeitgründen konnte hier keine detailliertere und damit realistischere Analyse vorgenommen werden. Es gibt gute Gründe dafür, daß weiterführende Untersuchungen für beide Anlagen Verschiebungen in Richtung auf geringeres Risiko ergeben würden.

Die Dosis-Wirkungs-Beziehung bei der Strahlenexposition

Von E. Oberhausen ¹⁾

Kurzfassung

Für die Beschreibung des Risikos bei kerntechnischen Unfällen wird als Kriterium die Beeinträchtigung der Lebenserwartung vorgeschlagen, da dies zu einer besseren Gewichtung der Schadensfälle führt.

Die bei den verschiedenen Schadensformen möglichen Beziehungen zwischen Dosis und Wirkung werden diskutiert und Vorschläge für eine realistische Berechnung des Schadensrisikos vorgestellt.

Summary

As criterion for the evaluation of risk in connection with nuclear accidents the diminishing of live expectance is assumed. This would allow a better weighting of the different detriments.

The possible dose-effect relations for the different detriments caused by radiation are discussed. Some models for a realistic evaluation of the different radiation detriments are proposed.

Einleitung

Der Endpunkt aller Risikostudien sind die Aussagen über die Risiken für die betroffene Bevölkerung. Aussagen über Risiken können aber nur getroffen werden, wenn bestimmte Dosis-Wirkungs-Beziehungen angenommen werden. Damit kann die Abschätzung der Risiken bestenfalls so genau sein wie die Dosis-Wirkungs-Beziehungen, die bei ihrer Ermittlung verwendet werden.

Seit Fertigstellung der Phase A der Deutschen Risikostudie [1] sind viele Überlegungen und Experimente angestellt worden, um zu realistischen Abschätzungen über die möglichen Freisetzungen bei Kernkraftwerksunfällen zu kommen, die wohl zumindest teilweise in die weiteren Risikobetrachtungen einfließen werden. Man wird also daran gehen, den technisch bedingten Anfangsteil des Risikos dem gegenwärtigen Stand unseres Wissens anzupassen. Dies wirft natürlich sofort die Frage auf, was mit der Betrachtung des biologischen Teils der Ereigniskette passieren soll. Die Strahlenschutzkommission ist sich der Bedeutung dieser Frage bewußt und wird sich daher auf einer Sondersitzung mit den Strahlenschutzfragen und damit auch mit dem biologisch-medizinischen Teil der Risikofrage befassen. Es ist zu erwarten, daß aus den Beratungen gewisse Empfehlungen folgen, die dann den Bearbeitern der Risikostudie einige Entscheidungen erleichtern werden. Diese Empfehlungen sind natürlich heute noch nicht bekannt, so daß mit entsprechender Begründung in diesem Beitrag zunächst nur die Ansichten des Verfassers zu den verschiedenen Problemen dargestellt werden können.

Bei der Betrachtung des biologisch-medizinischen Teils der Risikoanalyse wird es sicher weniger um die Einbeziehung der Ergebnisse von Experimenten gehen, da hier der Mediziner dem Naturwissenschaftler und Techniker hoffnungslos unterlegen ist. Das geplante Experiment verbietet sich in der Medizin. Also sind alle Dosis-Wirkungs-Beziehungen entweder aus dem Tierexperiment abgeleitet, oder sie beruhen auf der Beobachtung und Auswertung von mehr oder minder unvollständigen Zufallsereignissen (zum Beispiel Strahlenunfälle)

oder von Sekundärwirkungen medizinischer Strahlenbehandlungen. Fast alle bei der Aufstellung von Dosis-Wirkungs-Beziehungen in Betracht zu ziehenden Fakten, waren bereits bei der Ausarbeitung der Phase A bekannt und sind auch von den Autoren des medizinischen Teils des Fachbandes 8 [2] kritisch und ausführlich diskutiert worden. Die Entscheidung ist dann jedoch zugunsten von sehr konservativen Annahmen gefallen. Diese sind im wesentlichen gestützt auf die Publikationen der Internationalen Kommission für Strahlenschutz [3], deren wesentlichstes Anliegen – zumindest bisher – die Sicherheit von beruflich Strahlenexponierten ist, woraus sich etwas andere Gesichtspunkte als bei Risikobetrachtungen im Zusammenhang mit kerntechnischen Unfällen ergeben.

Als Schwerpunkte für den medizinischen Teil der Risikoabschätzung werden die folgenden drei Themen näher betrachtet:

- Wie soll das Risiko ausgedrückt werden? Bei der Phase A war das Endkriterium die Anzahl der Todesfälle, also die Mortalität.
- Welche Dosis-Wirkungs-Beziehung soll bei der Ermittlung der somatischen Spätschäden angewandt werden?
- Wie sollen mögliche medizinische Maßnahmen bei den Frühschäden berücksichtigt werden?

Wie soll das Risiko ausgedrückt werden?

Bei den möglichen gesundheitlichen Schäden infolge Strahleneinwirkung müssen wir davon ausgehen, daß die gesamte Bevölkerung in ihrer vorhandenen Altersstruktur betroffen ist. Diese setzt sich naturgemäß aus Personen mit sehr unterschiedlicher mittlerer Lebenserwartung zusammen (Bild 1). Nimmt man als Endkriterium für das Risiko die Mortalität, so setzt man rein formal das Neugeborene und den Jugendlichen mit dem Menschen hohen Alters gleich. Ein besseres

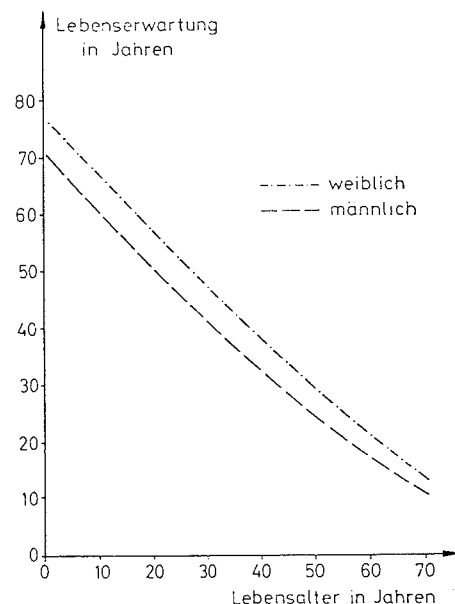


Bild 1: Abhängigkeit der Lebenserwartung vom Lebensalter

¹⁾ Professor Dr. Dr. E. Oberhausen ist Leiter der Abteilung Nuklearmedizin der Radiologischen Universitätsklinik, Homburg/Saar

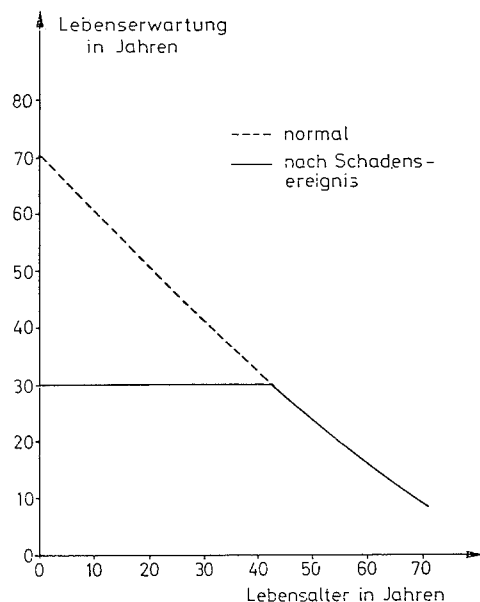


Bild 2: Verminderung der Lebenserwartung durch einen somatischen Spätschaden

Kriterium wäre wahrscheinlich der mittlere Verlust an Lebenserwartung der betroffenen Bevölkerungsgruppe. Dies würde auch deutlich machen, daß der eigentliche Sinn aller Schutz- und Gegenmaßnahmen ist, den Menschen ihre natürlicherweise vorhandene, aber begrenzte Lebenserwartung zu erhalten. In diesem Konzept würden aber auch sofort die übrigen Risiken mit eingeschlossen werden, und es würde ein deutlicher Unterschied zwischen einem Todesfall im jugendlichen und dem im fortgeschrittenen Lebensalter gesetzt. Für die eigentliche Risikobetrachtung bei Kernkraftwerksunfällen ergäbe sich auch ein deutlicher Unterschied in der Gewichtung der Fröhschäden und der somatischen Spätschäden. Die Fröhschäden, im wesentlichen bedingt durch den Ausfall der Blutbildung im roten Knochenmark, bedingen bei tödlichem Ausgang in unmittelbarem Zusammenhang mit dem auslösenden Ereignis ein Erlöschen der Lebenserwartung. Im Gegensatz hierzu haben wir bei den somatischen Spätschäden – im wesentlichen die Krebsentstehung – mit einer Latenzzeit zwischen 10 und 30 Jahren zu rechnen, so daß die Änderung der Lebenserwartung sehr wesentlich vom

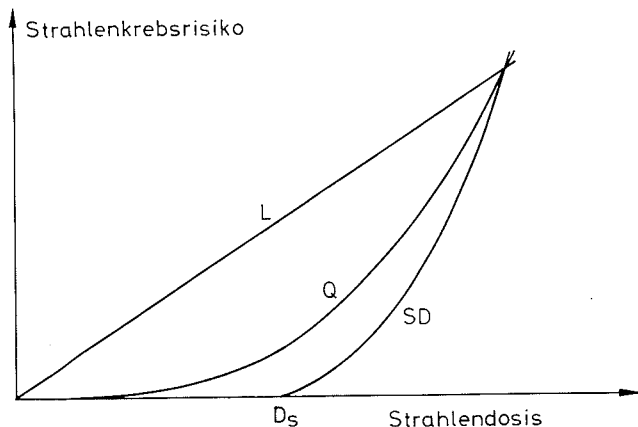


Bild 3: Mögliche Dosis-Wirkungs-Beziehungen für somatische Spätschäden

Lebensalter der Betroffenen abhängt und mit zunehmendem Lebensalter gegen Null geht. Dies ist an einem Modellbeispiel in Bild 2 verdeutlicht. Es ist der Extremfall angenommen, daß die Strahleneinwirkung so hoch ist, daß sie mit der Wahrscheinlichkeit 1 und einer Latenzzeit von 30 Jahren zur Auslösung eines letalen Spätschadens führt. Der Abstand zwischen den beiden Kurven gibt den Verlust an Lebenserwartung an. In den realistisch denkbaren Fällen ist die Wahrscheinlichkeit für die Entstehung eines letalen somatischen Spätschadens stets wesentlich kleiner als 1, so daß also auch bei den jüngeren Lebensaltern der Abstand zwischen den beiden Kurven wesentlich geringer wird. In der Phase A der deutschen Risikostudie wurde bei der Schadensermittlung die Latenzzeit der verschiedenen somatischen Spätschäden berücksichtigt. Es wurde aber nicht gewichtet, wie groß die Lebenserwartung der verschiedenen Personen nach Ablauf der Latenzzeit noch war, sie wurden alle als gleiche Schadensfälle angesehen.

Dosis-Wirkungs-Beziehung bei somatischen Spätschäden

Ein Großteil der Betroffenen ist nur einer geringen Strahleneinwirkung ausgesetzt und damit verlangt die Berechnung der Risiken eine Dosis-Wirkungs-Beziehung, die mit Eindeutigkeit nicht bekannt ist und mit großer Wahrscheinlichkeit auch nie bekannt sein wird. Fast alle Ermittlungen der Risiken in Bezug auf somatische Spätschäden wurden durch lineare Extrapolationen von mittleren Strahlenbelastungen bis zum Nullpunkt durchgeführt. Dadurch ergibt sich notwendigerweise die in Bild 3 dargestellte lineare Dosis-Wirkungs-Beziehung. Diese lineare Dosis-Wirkungs-Beziehung liegt allen bisherigen Risikobetrachtungen der ICRP zugrunde und ist dementsprechend auch in Phase A der deutschen Risikostudie verwendet worden. Es gibt auch gewichtige Gründe für die beiden anderen in Bild 3 dargestellten Dosis-Wirkungs-Beziehungen. Diejenigen epidemiologischen Untersuchungen [4, 5], die mit teilweise extrem hohem Aufwand auch bei niedrigen Strahlenexpositionen durchgeführt wurden, zeigen als bestmögliche Näherung eine quadratisch-lineare Beziehung zwischen Dosis und Wirkung. Hierzu kommen noch Hinweise, daß mit geringerer Strahleneinwirkung die Latenzzeit zwischen Schadensauslösung und Schadenseintritt größer wird. Diese Abhängigkeit der Latenzzeit von der Größe der Strahlenwirkung gibt eigentlich den Übergang zu dem dritten dargestellten Kurventyp. Bei dieser Dosis-Wirkungs-Beziehung ist angenommen, daß unterhalb einer Schwellendosis überhaupt keine Wirkung auftritt. Dieses Fehlen einer Wirkung bei sehr niedrigen Strahleneinwirkungen könnte sich aus dem Zusammenwirken von dem quadratischen Anteil der Dosis-Wirkungs-Beziehung und einer großen Latenzzeit ergeben. Diese ganzen Überlegungen beziehen sich auf eine Strahleneinwirkung, die in ihrer Größe vergleichbar ist mit der natürlichen Strahleneinwirkung. Eine Vergleichbarkeit mit der natürlichen Strahleneinwirkung ist auch dadurch gegeben, daß es sich in beiden Fällen um prostrahierte Bestrahlung, also um Bestrahlung mit sehr geringer Dosisleistung handelt. Von der prostrahierten Bestrahlung wissen wir aber aus den Erfahrungen der Strahlentherapie, daß sie eigentlich immer geringere Wirkungen hat als die einseitige Bestrahlung. Nach unserem jetzigen Kenntnisstand ist auch in denjenigen Gebieten der Erde (wie in Kerala in Indien oder in Teilen Brasiliens), in denen die natürliche Strahleneinwirkung beträchtlich höher ist als bei uns, keine erhöhte Krebshäufigkeit festgestellt worden. Bleiben wir in Mitteleuropa, so hat eine entsprechende Schweizer Studie [6] ebenfalls keinen positiven Zusammenhang zwischen der Größe der natürlichen Strahleneinwirkung und der Krebshäufigkeit erbracht.

In der Bundesrepublik ist uns inzwischen die Größe der natürlichen Strahleneinwirkung [7] recht gut bekannt, wobei ein beträchtlicher Unterschied zwischen den nord- und den

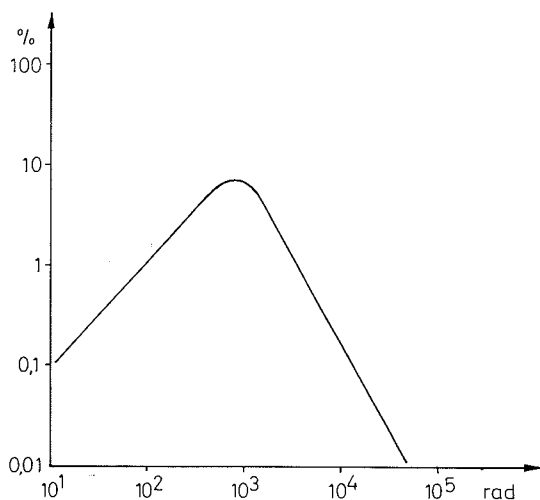


Bild 4: Dosis-Wirkungs-Beziehung für die Entstehung von Schilddrüsenkrebs

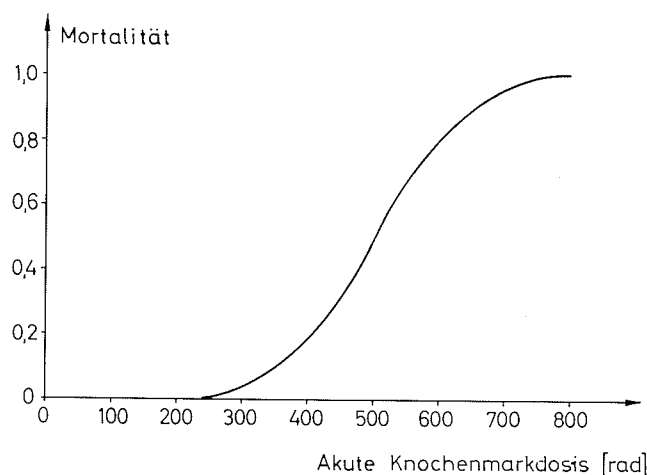


Bild 5: In der Phase A der deutschen Reaktorsicherheitsstudie verwendete Dosis-Wirkungs-Beziehung für Frühschäden

süddeutschen Ländern besteht. Auch hier ist es dem Verfasser nicht gelungen, einen positiven Zusammenhang zwischen der Größe der natürlichen Strahleneinwirkung und der Krebshäufigkeit festzustellen. Alle angeführten Überlegungen sprechen demnach eigentlich dafür, bei der Abschätzung von Risiken mit einer Schwellendosis (Cut-off Dosis) in der Größenordnung der natürlichen Strahleneinwirkung zu arbeiten. Gegen diesen Vorschlag spricht natürlich die bisherige Vorgehensweise, die mögliche Überschätzungen des Risikos bewußt in Kauf genommen hat.

Bei den Einzelproblemen der Risikofaktoren für die verschiedenen Krebsarten ist noch das Problem der Schilddrüse zu erwähnen. Hier liegen aufgrund der Erfahrungen mit der Therapie mit Jod 131 genügend Erkenntnisse vor, daß bei Strahlendosen der Schilddrüse oberhalb von 1000 rem das Risiko für die Krebsentstehung nicht weiter zunimmt, sondern deutlich abnimmt. Die Ursache hierfür wird im allgemeinen in der starken Schädigung des Schilddrüsengewebes durch diese hohen Strahlendosen gesehen. Durch diese Schädigung ist das Schilddrüsengewebe dann nicht mehr zu Neubildungen fähig. Es sollte daher eine Dosis-Wirkungs-Beziehung wie sie in Bild 4 dargestellt ist, zur Anwendung kommen.

Berücksichtigung medizinischer Maßnahmen bei Frühschäden

In den letzten Jahren hat die Kenntnis über mögliche Behandlungen nach hohen Strahlenbelastungen zugenommen. Abgesehen von tierexperimentellen Ergebnissen werden auch die direkten Erfahrungen beim Menschen [8] zahlreicher. Bei der kindlichen Leukämie wird, vorerst noch in bestimmten ausgewählten Fällen, die Ausschaltung des Knochenmarks durch eine hochdosierte Ganzkörperbestrahlung herbeigeführt. Dies ist die Voraussetzung für eine anschließend erfolgende Knochenmarkstransplantation. Auch die Erfahrungen in der allgemeinen Krebstherapie mit Cytostatika sind weitgehend auf die Behandlung des akuten Strahlensyndroms übertragbar. Derartige Erfahrungen liegen aber bei allen größeren medizinischen Einrichtungen der Bundesrepublik vor, während diejenigen mit der Behandlung der kind-

lichen Leukämie auf sehr wenige Zentren beschränkt sind. Welche Behandlung man den von einem akuten Strahlensyndrom Betroffenen ermöglichen kann, wird im Einzelfall sicher von deren Anzahl abhängen. Bei einer geringen Anzahl wird man diese optimal auswählen können, vor allem auch deshalb, weil diese Behandlung nicht unmittelbar, sondern erst nach einiger Zeit zu erfolgen braucht. Dies legt es nahe, die Dosis-Wirkungs-Beziehung, die in Bild 5 dargestellt ist, nicht wie in Phase A einheitlich zu verwenden, sondern insbesondere bei wenigen Betroffenen mit einem weniger flachen Anfangsteil zu benutzen.

Insgesamt sollen die vorgebrachten Argumente und die daraus abgeleiteten Vorschläge dazu dienen, auch den medizinischen Teil der Risikoabschätzung realistischer durchzuführen.

Schrifttum

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, 1979
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke; Fachband 8. Unfallfolgenrechnung und Risikoergebnisse. Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, 1981
- [3] ICRP-International Commission on Radiological Protection, Report Nr. 26, 1977
- [4] BEIR-Report: The Effects on Population of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation. National Academy of Sciences - National Research Council (USA), Washington D.C., Nov. 1979
- [5] UNSCEAR-Report: Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 1977, Report to the General Assembly, New York, 1977
- [6] Renfer, H. R. und M. Hengelhaupt: Strahlenpegel und Tumorfähigkeit. 7. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Bern, 1973
- [7] Der Bundesminister des Innern: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung. Jahresbericht 1977
- [8] Bender, C., et al.: Clinical Bone Marrow Transplantation in Children with Acute Lymphoblastic Leukemia. Pathologie-Biologie 26 (1978), S. 44

Diskussion

H. S c h a t t k e (Sozialministerium Kiel):

Aus Ihrem Bild 3 ergibt sich, daß entgegen bisherigen Annahmen wahrscheinlich doch eine Schwellendosis in der Größenordnung der mittleren natürlichen Strahlenbelastung existiert, unterhalb derer mit Krebschäden nicht zu rechnen ist. Sie schließen daraus, daß künftig Risikoabschätzungen mit Spätfolgen von Reaktorunfällen unter realistischeren Annahmen durchgeführt werden müßten. Müßte aus der Annahme einer Schwellendosis auch gefolgert werden, daß für den Normalbetrieb eines Kernkraftwerks das zur Zeit geltende Strahlenminimierungsgebot entfallen könnte?

E. O b e r h a u s e n (Universitätsklinikum Homburg/Saar):

Ein erheblicher Teil der Strahlenbelastung durch Reaktorunfälle ist nach der Größenordnung und der Dosisleistung vergleichbar mit der natürlichen Strahleneinwirkung. Durch die natürliche Strahleneinwirkung konnte bisher kein erhöhtes Krebsrisiko nachgewiesen werden. Daher wäre es einleuchtend, eine Strahlenbelastung, die mit der natürlichen Strahleneinwirkung vergleichbar ist, nicht in die Risikobetrachtungen einzubeziehen.

Das Minimierungsgebot auch für den Normalbetrieb aufzugeben, wäre eine sicher weitergehende Forderung. Bei dem gegenwärtigen Kenntnisstand kann nicht damit gerechnet werden, daß eine derartige Forderung Aussicht auf Erfolg hätte.

F. W. H e u s e r (GRS):

In den Unfallfolgerechnungen zu Phase A der Risikostudie wurde zur Berechnung der Spätschäden die lineare Dosis-Risiko-Beziehung nach ICRP 26 verwendet. Die so berechneten Ergebnisse zeigen, daß etwa die Hälfte der Spätschäden auf Gebiete außerhalb der Bundesrepublik entfallen.

Wenn Sie die Anwendung einer Dosis-Risiko-Beziehung mit Schwellenwert (Kurve SD, Bild 3) vorschlagen, welchen Schwellenwert halten Sie, etwa für Rechnungen zur Phase B der Risikostudie, für sinnvoll und wie würden sich die Ergebnisse der Phase A ändern?

E. O b e r h a u s e n (Universitätsklinikum, Homburg/Saar):

Als Schwellenwert würde ich nicht eine Dosis, sondern eine Dosisleistung von 100 mrem/a für die Phase B vorschlagen. Welche Auswirkungen dies auf die berechneten Schadensfälle hätte, kann ich im Augenblick nicht genau angeben. Es ist aber zu vermuten, daß sich aus dieser Annahme eine drastische Reduzierung der errechneten Schadensfälle ergeben würde.

W. S t u m p f (RWTÜV, Essen):

Der Schwellenwert für somatische Spätschäden soll in der Größenordnung der natürlichen Strahlenbelastung liegen. Heißt das, daß sich die Größe des Wertes aus dem Produkt der jährlichen mittleren Strahlenbelastung in der Bundesrepublik Deutschland und der mittleren Lebenserwartung ergibt?

E. O b e r h a u s e n (Universitätsklinikum, Homburg/Saar):

Nach meinen Vorschlägen wäre das Risiko durch den möglichen Verlust an Lebenserwartung auszudrücken, wobei dieser Verlust altersabhängig zu werten ist. Unterhalb einer Strahleneinwirkung von 100 mrem/a (Schwellenwert) wäre mit keinem Verlust zu rechnen.

B.-M. B u s s i a n (Öko-Institut, Heidelberg):

Sind aus der Anwendung nicht linearer, von Ihnen zitierten Dosis-Wirkungs-Beziehungen Konsequenzen bei der Berechnung der Schäden zu ziehen? Die Verwendung kollektiver, nicht personengruppenbezogener Daten und die Berechnung über das Kollektiv gemittelte potentielle Dosen vor Anwendung der Dosis-Wirkungs-Beziehung halten wir für nicht korrekt bei nicht linearen Dosis-Wirkungs-Beziehungen.

E. O b e r h a u s e n (Universitätsklinikum, Homburg/Saar):

Die zu verwendenden Dosis-Wirkungs-Beziehungen müßten auf die verschiedenen Gruppen mit gleicher Strahleneinwirkung bezogen werden. Eine vorhergehende Mittelung scheidet bei Anwendung nicht linearer Dosis-Wirkungs-Beziehungen aus.

H. S e g u i n (Kommission der EG, Luxemburg):

Wenn die lineare Dosis-Wirkungs-Beziehung aufgegeben wird, welchen Sinn hat dann die Kollektivdosis?

E. O b e r h a u s e n (Universitätsklinikum, Homburg/Saar):

Die Kollektivdosis hat eigentlich nur einen Sinn bei linearer Dosis-Wirkungs-Beziehung oder bei Betrachtung einer Personengruppe, bei der alle Personen etwa der gleichen Strahleneinwirkung ausgesetzt sind. Da wir annehmen müssen, daß auch die Dosisleistung mitbestimmend ist bei einem möglichen Schadensmaß, kann die Kollektivdosis zur Verschleierung strahlenbiologischer Sachverhalte führen.

Schwerpunkte und Arbeitsergebnisse der Deutschen Risikostudie, Phase B

Von D. Hippe und F. W. Heuser ¹⁾

Kurzfassung

Im vorliegenden Beitrag wird über den gegenwärtigen Stand der Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke berichtet. Nach einigen allgemeinen Bemerkungen zu Organisation und Zielsetzung wird hauptsächlich auf Arbeitspunkte eingegangen, die im Rahmen der Phase B von der GRS behandelt werden. Erste Ergebnisse zu den Untersuchungen über Frischdampfleitungsbruch, Kernschmelzen und Spaltfreisetzungen werden vorgestellt.

Abstract

This paper reports the present state of the works on Phase B of the German Risk Study. After some short remarks on organization and the aim of Phase B those topics will be discussed the GRS is concerned with. First results of the investigations of leaks in the main steam system, core melt down and fission product release will be presented.

Einführung

Die Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS) wurden im Jahr 1981 vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) ausgeschrieben. Damit wird für die weiterführenden Untersuchungen zur Risikostudie die Mitarbeit auch solcher Arbeitsgruppen erreicht, die bisher nicht an den Untersuchungen zur Phase A der Studie beteiligt gewesen waren. Die Ergebnisse zur Phase B sollen dadurch auf eine möglichst breite Grundlage gestellt werden.

Gemäß der Ausschreibung des BMFT sind die Arbeiten in vier Themenbereiche gegliedert:

- Ereignisablauf- und Systemanalyse,
- Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzung,
- Unfallfolgenmodell,
- Methodik und Instrumentarien.

Die wichtigsten Ziele sind:

- die Vervollständigung der zur Phase A durchgeführten Untersuchungen, im besonderen die Überprüfung der Liste störfallauslösender Ereignisse und die Durchführung von Ereignisablaufanalysen zu bisher nicht behandelten Störfällen;
- die über WASH-1400 [1] bzw. die deutsche Risikostudie, Phase A [2] hinausgehenden methodischen Weiterentwicklungen und Modellverbesserungen, mit denen der gegenwärtige Stand der Reaktorsicherheitsforschung berücksichtigt werden kann, sowie
- Verbesserungen der Aussagesicherheit von Risikoanalysen.

Ebenso wie in Phase A wird für die anlagentechnischen Untersuchungen die Referenzanlage Biblis-B zugrunde gelegt.

Die Untersuchungen zur Phase B werden in einem Projektkomitee aller beteiligten Arbeitsgruppen unter Leitung des BMFT koordiniert.

In der GRS selbst wurde mit den Arbeiten zur Phase B Ende des Jahres 1981 begonnen. Im folgenden soll über den Stand

der Arbeiten und, soweit möglich, über erste Zwischenergebnisse berichtet werden, und zwar insbesondere zu den beiden ersten Themenkreisen: Ereignisablauf- und Systemanalyse sowie Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzung. Soweit dabei einzelne Zwischenergebnisse angesprochen werden, handelt es sich nicht um endgültige Ergebnisse der Phase B, sondern lediglich um Aussagen zum derzeitigen Stand der Arbeiten.

Ereignisablauf- und Systemanalyse

In der Phase A sind im Rahmen der Ereignisablauf- und Systemanalyse Kühlmittelverluststörfälle zu verschiedenen Leckquerschnitten und einige ausgewählte Transienten, zum Beispiel der Notstromfall, ausführlich untersucht worden. Für die Phase B ist geplant, diese Untersuchungen weiter zu ergänzen. Entsprechend dem Arbeitsprogramm Phase B ist vorgesehen, folgende Kühlmittelverluststörfälle genauer zu analysieren:

- Leck über eine Anschlußleitung,
- sehr kleine Leckagen mit Querschnitten von weniger als 2 cm^2 und
- Dampferzeuger-Heizrohrschäden.

Für Transienten ist es erforderlich, das Spektrum möglicher „auslösender Ereignisse“ in der Phase B nochmals sorgfältig zu überprüfen. Obwohl wesentlich ausführlicher als in WASH-1400, wurden in Phase A der DRS bisher hauptsächlich sogenannte „betriebsnahe“ Transienten, also Transienten mit Eintrittshäufigkeiten oberhalb $10^{-2}/\text{a}$ und Anlage (likely events), untersucht. Bisher nicht näher analysiert wurden sogenannte „unlikely events“, das heißt Transienten, die während der Betriebszeit einer Anlage im allgemeinen nicht zu erwarten sind. Hierzu zählen zum Beispiel Brüche im Sekundärsystem oder – als Beispiel für einen Reaktivitätsstörfall, der Auswurf eines Steuerstabes durch Abriß eines Stützens im Deckel des Reaktor Druckbehälters.

Aus der Liste der aufgeführten Transientenstörfälle werden in der GRS derzeit Ereignisabläufe, die aus einem Bruch einer Frischdampf (FD-)Leitung resultieren können, näher untersucht.

Bild 1 zeigt eine Übersicht über das FD-System der Anlage Biblis-B. Das FD-System ist 4strängig aufgebaut, wobei jeweils zwei FD-Leitungen von den Dampferzeugern bis zu den Frischdampf-Schnellschlußschiebern paarweise verlegt sind. Jedem Strang ist ein Sicherheitsventil zugeordnet. Das FD-System verfügt außerdem über zwei Abblaseregelventile, die über eine gemeinsame Abfahrleitung mit allen FD-Leitungen verbunden sind.

Zusätzlich eingetragen sind die wichtigsten zu untersuchenden Bruchlagen:

- B₁: Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- B₂: Bruch zwischen Sicherheitsbehälter und FD-Schnellschlußschiebern,
- B₃: Bruch hinter den FD-Schnellschlußschiebern.

Besondere Bedeutung kommt hier Bruchlagen vor den FD-Schnellschlußschiebern zu. In diesem Fall liegt ein nicht absperrbares Leck im betroffenen Frischdampfstrang vor. Ungünstiger als bei einem Bruch in einer Speisewasserleitung

¹⁾ Dr. Dagmar Hippe und Dr. Friedrich-Wilhelm Heuser sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter bei der GRS.

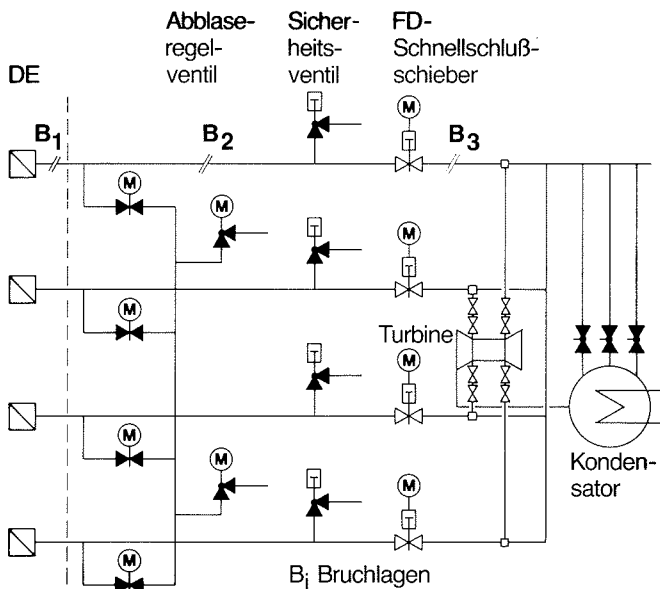


Bild 1: Schema des Frischdampfsystems im Kernkraftwerk Biblis B

muß davon ausgegangen werden, daß für den entsprechenden Strang bzw. Dampferzeuger die Noteinspeisung nicht zur Verfügung steht. Das heißt, es fällt zur Nachwärmeabfuhr ein Dampferzeuger von vornherein aus. Die Verfügbarkeit der vorhandenen Sicherheitsfunktionen wird damit unmittelbar beeinträchtigt.

Untersucht wurden bisher Ereignisabläufe zu Bruchquerschnitten, bei denen das Signal zum Erkennen von Lecks im FD-System ($\Delta p/\Delta t > \max$) ausgelöst wird. Im folgenden sollen nur die Bruchlagen B_1 und B_2 vor den Frischdampfschnellschließern betrachtet werden.

Unmittelbar nach dem Bruch einer FD-Leitung sinkt der Druck in allen vier Dampferzeugern ab, da die Dampferzeuger über den Frischdampfsammler mit dem Leck verbunden sind. Über das $\Delta p/\Delta t$ -Signal erfolgt Auftrennung des Frischdampfsystems, das heißt die Frischdampfschnellschließer werden zugefahren und gleichzeitig die Hauptspeisepumpen ausgeschaltet. Unmittelbar darauf wird Reaktor- und auch Turbinenschnellabschaltung veranlaßt.

Da für die betrachteten Bruchlagen der Dampferzeuger des gebrochenen Stranges nicht vom Leck getrennt werden kann, sinkt hier der Druck weiter ab. Über ein weiteres Reaktorschutzsignal wird die Notspeisewasserversorgung des defekten Dampferzeugers (DE) automatisch unterbunden. Die Anlage kann anschließend grundsätzlich über die Frischdampfumleitstation abgefahren werden. Falls diese nicht zur Verfügung steht, erfolgt das Abfahren über die Abblaseregelventile.

Ähnlich wie in Phase A wurden auch zu dem auslösenden Ereignis „FD-Leitungsbruch“ Ereignisablaufanalysen durchgeführt. Dabei wurde ebenso wie in Phase A nach den Endzuständen

- beherrschter Störfall,
- Kernschmelzen und
- Transienten, die zu einem kleinen Leck am Druckhalter führen,

unterschieden.

Zur Beherrschung der Ereignisabläufe aus einem FD-Bruch wurde in den bisherigen Untersuchungen als Mindestanforderung zugrunde gelegt, daß mindestens ein intakter Not-

speisewasser-FD-Strang mit Frischdampfabgabe über ein FD-Sicherheitsventil für die Nachwärmeabfuhr zur Verfügung steht. Falls es im Verlauf des Störfalles zu einem Ansprechen eines oder mehrerer Druckhalterventile kommt, die Schließfunktion aber versagt und das Leck anschließend auch nicht abgesperrt werden kann, mündet der Störfall in einen Kühlmittelverlust über ein kleines Leck am Druckhalter. In diesem Fall ist das Abfahren der Anlage mit mindestens zwei intakten Notspeisewasser-FD-Strängen erforderlich, entweder über die Frischdampfumleitstation oder über die Abblaseregelventile.

Für die hier besprochenen Ereignisabläufe liegen erste Zwischenergebnisse vor. Besondere Bedeutung kommt dem Problem der Folgebrüche zu. In den bisherigen Analysen wurde bei großen Brüchen der Folgebruch der benachbarten Leitung mit der Wahrscheinlichkeit 1 unterstellt.

Eine wichtige Rolle spielen auch Brüche im Sicherheitsbehälter. In diesem Fall werden durch erhöhten Druck und Temperatur einzelne Komponenten zusätzlich belastet. Insbesondere kann es dadurch zu Ausfällen der Druckhalterventile des Primärkreises kommen. Damit ergeben sich unter Umständen weitere Beiträge zu einem Ereignisablauf mit Kühlmittelverlust über ein kleines Leck am Druckhalter.

Werden für die Eintrittshäufigkeit der Brüche im FD-System die in der Phase A verwendeten Werte für Brüche im Reaktorkühlkreislauf angesetzt, so ergibt sich insgesamt für die untersuchten FD-Brüche eine Kernschmelzhäufigkeit von $2 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr und Anlage. Dieses Ergebnis ist sicher noch vorläufig, da in vielen Fällen bei verschiedenen Punkten einfache Abschätzungen und Annahmen vorgenommen wurden, die noch durch detaillierte thermodynamische Analysen abgesichert werden müssen.

Man sollte jedoch auch erwähnen, daß insgesamt die in Phase A ermittelte Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen aufgrund erfolgter systemtechnischer Verbesserungen und auf der Basis vorliegender Best-Estimate-Rechnungen in der Phase B herabgesetzt werden kann.

Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzung

Neben weiterführenden Arbeiten zur Ereignisablauf- und Systemanalyse werden im Rahmen der Phase B auch Untersuchungen der GRS zum zweiten Themenkreis der Ausschreibung – Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzung – vorgenommen.

Die Kernschmelzfälle, die in der Phase A näher beschrieben worden sind, wurden unter dem Aspekt untersucht, möglichst konservative Aussagen zu erhalten. So wurde Kernschmelzen infolge eines 2F-Bruches betrachtet, da es in diesem Fall schneller zum Abschmelzen des Kerns kommt als bei anderen Ereignisabläufen. Auch bei der Modellierung des Kernschmelzablaufs selbst wurde in Anlehnung an WASH-1400 konservativ vorgegangen. Zum Beispiel wurde bei der Beton-Schmelze-Wechselwirkung die Nachwärmeleistung nur zum Aufschmelzen des Betons verwandt und eine Leistungsabgabe über die Oberfläche vernachlässigt. Andererseits wurde bei Sumpfwasserkontakt die gesamte in der Schmelze enthaltene Nachzerfallwärme für das Verdampfen des Sumpfwassers benutzt. Eine etwaige Krustenbildung der Schmelze bzw. ein weiteres Aufschmelzen des Betons wurde dabei nicht berücksichtigt.

In der Phase B werden hier verbesserte Modelle und Ansätze angewendet. Insbesondere wird der Sumpfwasser-Schmelzkontakt mit realistischeren Methoden beschrieben. Es wird jetzt ein jeweils über den Zeitablauf wechselnder Anteil der Nachwärme zur Sumpfwasserverdampfung und zur Betonaufschmelzung benutzt. Weiterhin können jetzt auch die Wasserstoffproduktion sowie die Bildung von Kohlenmonoxid und Kohlendioxid aus der Betonaufschmelzung

bei Sumpfkontakt berücksichtigt werden. Daneben wird u.a. die Nachwärmeleistung nach ANS 78 [3] berechnet. Das bedeutet nach vier Stunden eine gegenüber früheren Ansätzen der DRS um etwa 20 % verminderte Leistung.

Die Auswirkung dieser Änderungen gegenüber Phase A soll beispielhaft am Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei Kernschmelzfall 1 der Phase A, dem Niederdruckpfad, dargestellt werden. Bild 2 zeigt einen Vergleich der Ergebnisse der Phase A, Kurve 1, und Phase B, Kurven 2 und 3. Dargestellt ist der zeitliche Druckverlauf im Containment bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens. Eingetragen sind zusätzlich der Auslegungsdruck bei 5,6 bar und der Versagensdruck bei 8,5 bar.

Während der ersten drei Phasen des Kernschmelzvorgangs – Abschmelzen und Absturz des Kerns, Restwasserverdampfung und Reaktordruckbehälter-(RDB-)Durchdringung – unterscheiden sich die Druckverläufe nur geringfügig. Erst die genauere Beschreibung der vierten Phase – der Beton-Schmelze-Wechselwirkung und hier hauptsächlich die Aufteilung der Nachwärme in Sumpfwasserverdampfung und Betonaufschmelzung – bewirkt einen langsameren Druckanstieg im Sicherheitsbehälter und infolgedessen ein späteres Überdruckversagen gegenüber Phase A, nämlich nach drei bis vier Tagen.

In den Rechnungen zur Phase A wurde angesetzt, daß der während des Kernschmelzens freigesetzte Wasserstoff kontinuierlich verbrennt. Die so berücksichtigte Verbrennungsenergie trägt allerdings nur unwesentlich zur Druckerhöhung im Containment bei. Es kann jedoch auch angenommen werden, daß sich der freigesetzte Wasserstoff so lange in der Containmentatmosphäre anreichert, bis ein zündfähiges Dampf-Luft-Wasserstoff-Gemisch entsteht. Bei Deflagration dieses Gemisches kann die so in den Sicherheitsbehälter eingebrachte Energie innerhalb der kurzen Deflagrationszeit nicht in die Strukturen und das Sumpfwasser abgegeben werden. Es kommt daher zu einem schnellen Druck- und Temperaturanstieg. Innerhalb einiger Minuten kann die Wärme jedoch wieder aus der Atmosphäre in die Betonstrukturen, die Einbauten und den Sumpf abgeführt werden. Druck und Temperatur sinken wieder ab (Bild 3). Betrachtet man den Abstand der Druckspitze zum Versagensdruck, so muß man hier noch nachprüfen, ob auch in jedem Fall das Containment diesem plötzlichen Druckanstieg standhält. Auf den nachfolgenden Druckverlauf hat die spontane Wasserstoffverbrennung keinen Einfluß, so daß es auch hier erst nach etwa drei bis vier Tagen zum Überdruckversagen des Containments kommt (Kurve 3, Bild 2).

Neben dem Niederdruckpfad sind auch Kernschmelzpfade denkbar, bei denen der Reaktorkühlkreislauf vor RDB-Versagen nur teilweise oder auch gar nicht vom Druck entlastet wird. In diesem Fall treten zusätzliche Belastungen für das Containment auf.

Beim Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters unter hohem Primärkreisdruck wird die entstehende Druckwelle die umliegenden Betonstrukturen belasten. Gleichzeitig gelangen im Primärkreis befindlicher Wasserdampf und Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter und führen hier zu einer Druckerhöhung. Nach der Druckentlastung des Primärkreises wird das Wasserinventar der Druckspeicher auf die jetzt in der Reaktorgrube befindliche Schmelze fließen, verdampfen und so ebenfalls zu einem plötzlichen Druckanstieg im Sicherheitsbehälter führen.

Kernschmelzen unter hohem Innendruck wurde in der Phase B durch verschiedene Ereignisabläufe wie „nichtbeherrschtes kleines Leck im Primärsystem“ und den nichtbeherrschten Notstromfall untersucht.

Im nichtbeherrschten Notstromfall kann die Nachwärme aus dem Reaktorkern nicht mehr über die Sekundärseite abge-

führt werden. Es kommt primärseitig zu einem Druckanstieg und Ansprechen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs. Unter Umständen kann das gesamte Primärkreisinventar über die Druckhalterventile ausdampfen und es kann so zu Kernschmelzen unter vollem Primärdruck von 160 bar kommen.

Bild 4 zeigt den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für diesen Fall. Die Druckspitze, die bei RDB-Entlastung auftritt, bleibt unter dem Versagensdruck. Containmentversagen tritt im weiteren Störfallverlauf nicht vor etwa drei Tagen ein.

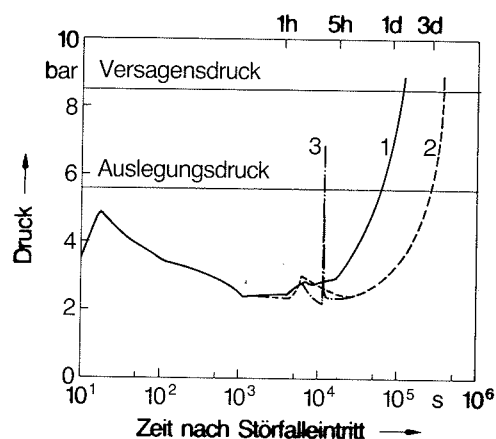


Bild 2: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall
1 Deutsche Risikostudie, Phase A, 2 Phase B, kontinuierliche Wasserstoffverbrennung, 3 Phase B, Wasserstoffverbrennung bei Erreichen der Zündgrenze

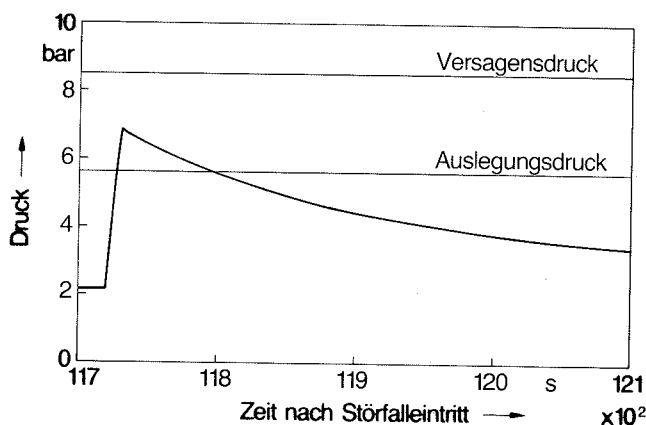


Bild 3: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter, Niederdruckpfad, Wasserstoffverbrennung bei Erreichen der Zündgrenze

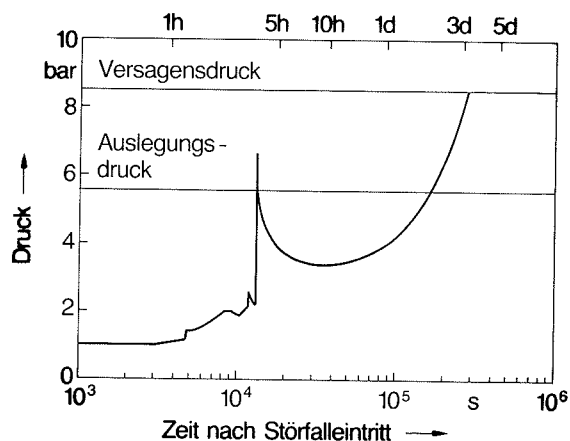


Bild 4: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei nichtbeherrschtem Notstromfall

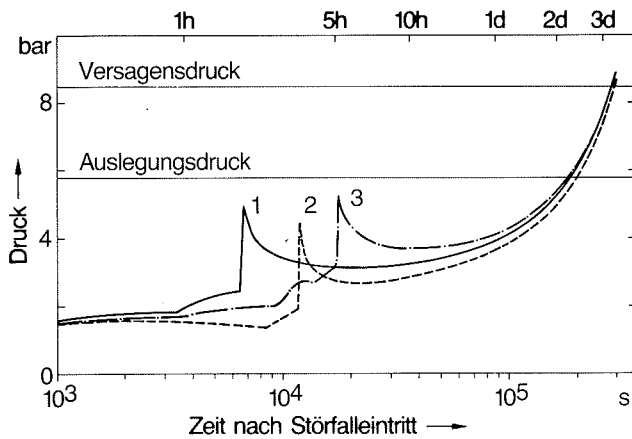


Bild 5: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei nichtbeherrschtem kleinen Leck (20 cm^2) in Hauptkühlmittelleitung bei Ausfall verschiedener Systemfunktionen
 1 Ausfall „HD-Einspeisung“, 2 Ausfall „Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe“, 3 Ausfall „HD-Einspeisung“ und Ausfall „Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe“

Ein wichtiges Problem ist in diesem Zusammenhang wiederum der während des Abschmelzens durch die Zirkonium-Wasser-Reaktion freigesetzte Wasserstoff. Dieser Wasserstoff kann bei RDB-Versagen unter Umständen zu einem erheblichen Teil plötzlich in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden. Vorläufige Untersuchungen zu diesem Punkt haben gezeigt, daß sich infolge des mit dem Wasserstoff ausströmenden Dampfes und mit dem zusätzlichen Dampf, der durch Verdampfen des Druckspeicherinventars entsteht, vermutlich keine zündfähigen Gemische bilden.

Für Kernschmelzuntersuchungen über ein „nichtbeherrschtes kleines Leck in der Hauptkühlmittelleitung“ wurden als verschiedene Ausgangssituationen folgende zusätzliche Ausfälle neben Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung betrachtet:

- Ausfall der Heißdampf-Einspeisung,
- Ausfall der Notspeisewasserversorgung und FD-Angabe,
- gleichzeitiger Ausfall der Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe sowie HD-Einspeisung.

Es wurden Rechnungen zu zwei verschiedenen Leckgrößen durchgeführt: Als obere Abgrenzung für kleine Lecks wurde ein Leckquerschnitt von 80 cm^2 angenommen; als repräsentativer Wert für kleine Lecks, bei dem die Wärmeabfuhr ganz wesentlich über die Sekundärseite zu erfolgen hat, wurde ein Leckquerschnitt von 20 cm^2 angesetzt. Die Druckverläufe sind ähnlich dem des Notstromfalls (Bild 5). Auch in diesen Fällen wird der Versagensdruck nicht vor etwa drei Tagen erreicht.

Aus den bisherigen Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen läßt sich zusammenfassend feststellen:

- Der Sicherheitsbehälter versagt beim Niederdruckpfad anstatt nach etwa einem Tag erst nach etwa drei bis vier Tagen.
- Auch Kernschmelzen unter hohem Innendruck bewirkt kein früheres Überdruckversagen als im Niederdruckpfad. Der Versagenszeitpunkt liegt hier ebenfalls bei etwa drei Tagen.

Auf die Bedeutung gerade dieses gegenüber Phase A verbesserten Ergebnisses soll im folgenden noch eingegangen werden.

Bezüglich der Spaltproduktfreisetzung bei einem Kernschmelzunfall sind in den letzten Jahren eine Reihe neuer

Erkenntnisse und Forschungsergebnisse angefallen. Das betrifft zum Beispiel die Freisetzungsfaktoren selbst, insbesondere die Freisetzung aus der Schmelze. Dazu wurden in der Kernforschungsanlage Karlsruhe die SASCHA-Experimente durchgeführt.

Ein Ergebnis der SASCHA-Experimente war, daß die experimentell nachgewiesenen Freisetzungsfaktoren für Jod und Cäsium aus der Schmelze nicht wesentlich von den in WASH-1400 gemachten Ansätzen abweichen. Gerade Jod und Cäsium sind jedoch die radiologisch relevantesten Elemente und bestimmen im wesentlichen das Ausmaß möglicher Schadensfolgen. Im allgemeinen liegen die Freisetzungsfaktoren aus den SASCHA-Experimenten niedriger als die in WASH-1400 angesetzten. Eine Ausnahme bilden Silber, Tellur und Antimon, die in stärkerem Ausmaß als bisher angenommen, freigesetzt werden [4].

Im Verlauf eines Kernschmelzunfalls gelangen zu verschiedenen Zeiten erhebliche Mengen von – überwiegend inaktiven – Spaltprodukten, aber auch Wasserdampf und Strukturmaterialien, in die Containmentatmosphäre. Das so entstandene luftgetragene Aerosol wird nach bestimmten Gesetzmäßigkeiten zeitabhängig abgelagert. Der Ablagerungsfaktor ist abhängig von einer Reihe von Parametern, wie zum Beispiel Form und Durchmesser der einzelnen Aerosolpartikel, und besonders auch von der luftgetragenen Aerosolmasse.

Das Aerosolverhalten im Sicherheitsbehälter wurde in der Phase A mit dem Rechencode CORRAL beschrieben. In dem Ablagerungsmodell in CORRAL wurde der Ablagerungsfaktor an Experimente angepaßt. Dieser Punkt ist oft kritisiert worden, da nicht gesichert ist, inwieweit die Umgebungsbedingungen der Experimente und die tatsächlich bei einem Störfall vorliegenden Umgebungsbedingungen übereinstimmen. Insbesondere war es in diesem Modell nicht möglich, die Abhängigkeit der Ablagerungsgeschwindigkeit von der Massenkonzentration zu berücksichtigen. In der Phase B wurde zur Beschreibung der Aerosolablagerung der im Kernforschungszentrum Karlsruhe entwickelte NAUA-Code in das Rechenprogramm CORRAL implementiert. NAUA ist ein Modell, das auf den Grundlagen der Aerosolphysik die Agglomeration und Abscheidung der luftgetragenen Partikel beschreibt. Es können damit unterschiedliche Bedingungen in der Containmentatmosphäre berücksichtigt und insgesamt realistischere Ergebnisse erzielt werden.

Eine wichtige Rolle bezüglich Spaltproduktfreisetzung kommt der Berücksichtigung von Ablagerungseffekten entlang der Freisetzungswegen, zum Beispiel im Ringraum, und dem späten Überdruckversagen zu.

Nach Phase A kann man davon ausgehen, daß der Containmentabschluß im Falle eines Störfalls mit großer Wahrscheinlichkeit gewährleistet ist. Bis zum Zeitpunkt des Versagens ist somit eine Freisetzung nur über die Auslegungsleckagen möglich. Welchen Einfluß die verbesserten Ergebnisse zum Überdruckversagen des Containments auf die Spaltproduktfreisetzung haben, soll in den Bildern 6 und 7 erläutert werden.

In Bild 6 ist die mit dem Rechencode NAUA ermittelte luftgetragene Aerosolkonzentration, normiert auf die gesamte freigesetzte Aerosolmasse, gegen die Zeit seit Störfalleintritt aufgetragen. Daneben ist die bis zum Versagen des Sicherheitsbehälters über mögliche Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzte Aerosolmasse angegeben. Wie in Phase A ist hier mit der zehnfachen Auslegungsleckage gerechnet worden. Bei frühzeitigem Versagen des Sicherheitsbehälters kann diese Leckage gegenüber dem luftgetragenen Aerosol, das bei Überdruckversagen aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzt wird, vernachlässigt werden. Aber bereits nach etwa einem Tag, wenn sich beide Kurven schneiden, ist über

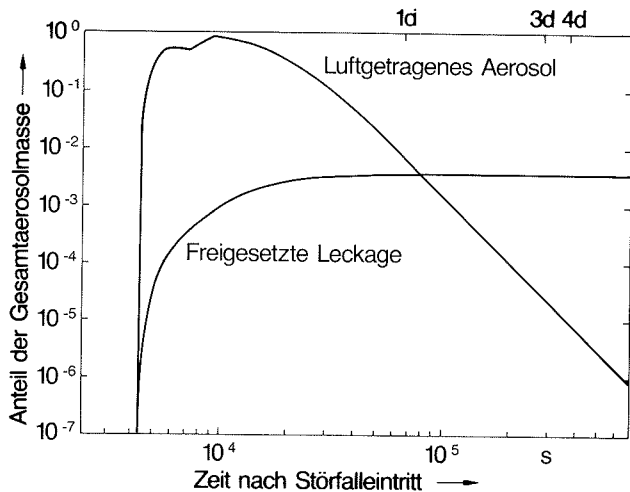


Bild 6: Luftgetragene und freigesetzte Aerosolanteile

Leckage so viel Masse freigesetzt worden, daß ein Versagen des Containments zu diesem Zeitpunkt höchstens noch einen Faktor 2 in der freigesetzten Masse ausmacht. Bei einem noch späteren Versagenszeitpunkt dominiert das über Leckagen freigesetzte Aerosol die Gesamtfreisetzung, nach drei bis vier Tagen spielt die bei Containmentversagen zusätzlich freigesetzte Masse keine Rolle mehr.

Die aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzten Aerosole gelangen nicht direkt in die Umgebung, sondern zunächst in den Ringraum. Hier tragen zwei Prozesse zur weiteren Reduzierung der Freisetzung in die Umgebung bei:

- Im Ringraum werden die gleichen Ablagerungsmechanismen wirksam wie im Containment. Sie können gleichermaßen mit dem Programm NAUA beschrieben werden.
- Die Aerosole werden aus dem Ringraum durch die Ringraumabsaugung über die Störfallfilter geleitet. Im Zeitraum von drei bis vier Tagen können die Filter dann voll zur Wirkung kommen.

In Bild 7 ist das in die Umgebung freigesetzte Cäsium gegen die Zeit seit Störfallbeginn für verschiedene Annahmen hinsichtlich des Zeitpunkts des Überdruckversagens und Filterwirkung aufgetragen. Als Filterfaktor ist, ebenso wie in Phase A, in einem ersten Schritt 10^3 angenommen worden. Die Ablagerung im Ringraum wurde in diesen Rechnungen noch nicht berücksichtigt, es ist jedoch zu erwarten, daß die Freisetzung zusätzlich zu den hier gezeigten Werten nochmals um etwa eine halbe bis eine Größenordnung reduziert werden kann.

Die Kurven 1 und 3 zeigen die Freisetzung aus dem Containment bei Versagen nach etwa 1 Tag bzw. 3,5 Tagen ohne Berücksichtigung der Störfallfilter. In diesen Fällen ist die Leckage ausschlaggebend für die freigesetzten Aerosole, so daß der Unterschied zwischen beiden Freisetzungen nicht stark ins Gewicht fällt. In den Kurven 2 und 4 wurden die Filter mit berücksichtigt. Die jetzt über Leckagen in die Umgebung gelangende Aerosolmasse ist gegenüber der Leckagerate um den Filterfaktor 1000 reduziert. Bei Überdruckversagen werden die gesamten, im Sicherheitsbehälter noch luftgetragenen Aerosole zusätzlich in die Umgebung freigesetzt. Diese luftgetragene Aerosolkonzentration ist nach 3,5 Tagen erheblich geringer als nach 28 Stunden, so daß in diesem Fall die Gesamtfreisetzung deutlich niedriger liegt.

Eine Reduktion der Spaltproduktfreisetzung und damit auch der Unfallfolgen wird also erst durch die Kombination der

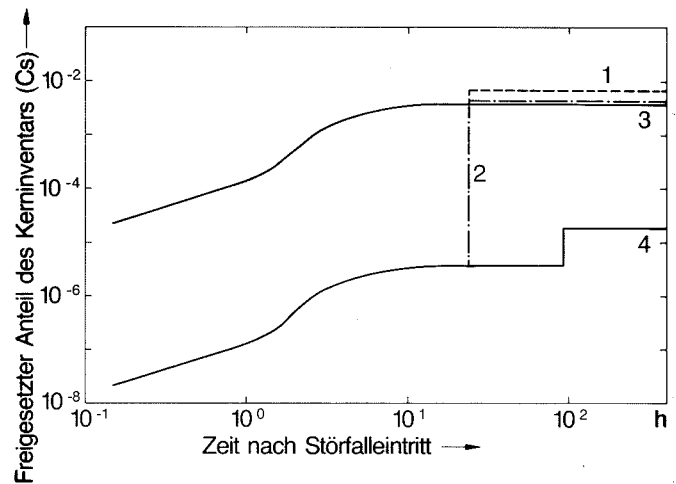


Bild 7: Cäsium-Freisetzung in die Umgebung
1 Keine Filter, SB-Versagen nach 28 h; 2 Filter, SB-Versagen nach 28 h; 3 Keine Filter, SB-Versagen nach 3,5 d; 4 Filter, SB-Versagen nach 3,5 d

beiden Faktoren – spätes Überdruckversagen und voll funktionsfähige Filter – bewirkt. Spätestens hier wird deutlich, wie wichtig die Filteranlagen zur Reduzierung auch von Unfallfolgen sind. Letztlich ist aber noch nicht geklärt, wie sich die Filter bei Belastungen aus hohen Aktivitätsbelastungen verhalten. Daher sind zu diesem Punkt noch zusätzliche Untersuchungen zur Absicherung der Ergebnisse notwendig.

Die bisher besprochenen Ergebnisse der Phase B zur Spaltprodukt-rückhaltung betreffen im Augenblick nur die Aerosole und spätes Überdruckversagen. Das im Hinblick auf mögliche Unfallfolgen wichtige Jod wurde in früheren Studien, so auch in der Phase A, gesondert behandelt. Die bislang benutzten einfachen Modelle zum Freisetzungverhalten von Jod gingen stets von der bezüglich Freisetzung pessimistischen Form, dem J_2 , aus. Entsprechend stimmten die so berechneten Werte nicht mit gemachten Beobachtungen zum Beispiel aus dem TMI-Störfall überein. Zur Jodrückhaltung bzw. -freisetzung gibt es zwar eine Reihe erfolgversprechender Ansätze, jedoch liegt derzeit noch kein verifiziertes Modell vor. Insgesamt aber ist zu erwarten, daß auch die Jodfreisetzung gegenüber Phase A der deutschen Risiko-studie deutlich reduziert wird.

Was frühzeitige Freisetzungen angeht, müssen neben der Dampfexplosion vor allem Freisetzungswegen über Leckagen untersucht werden. Dazu sind allerdings noch gesonderte Untersuchungen zum Containmentabschluß notwendig. Sobald aus dem Gesamtüberblick der Einzelergebnisse möglich, wird die Struktur der Freisetzungskategorien überarbeitet werden. Damit ist voraussichtlich Mitte 1983 zu rechnen, so daß in der zweiten Jahreshälfte mit Unfallfolgenrechnungen begonnen werden kann.

Schrifttum

- [1] Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400. (NUREG-75/014), October 1975
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband. Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979
- [3] Proposed ANS-Standard 5.1: Decay Heat Power in Light Water Reactors. Approved by Subcommittee ANS-5, ANS Standards Committee, June 1978
- [4] Albrecht, H. und H. Wild: Investigation of Fission Product Release by Annealing and Melting of LWR Fuel Pins in Air and Steam. Topical Meeting on Reactor Safety. Sun Valley, Idaho, USA, 2.-6.8.1981

Diskussion

P. de Munk (Sozial-Ministerium, Niederlande):

Bild 6 ist zum Zeitpunkt des Reaktorsicherheitsbehälterversagens (etwa bei drei Tagen) eine niedrige Aerosolkonzentration zu entnehmen. Was passiert beim Versagen? Gibt es eine signifikante Resuspension der Spaltprodukte? Wie versagt der Reaktorsicherheitsbehälter?

D. Hippe (GRS):

Die Frage der Resuspension bei Containmentversagen und die Versagensart des Containments werden derzeit stark diskutiert. Bezüglich Resuspension muß man unterscheiden zwischen den Spaltprodukten, die auf den Flächen abgelagert sind und denen, die sich im Sumpfwasser befinden. Bei den auf Flächen abgelagerten Aerosolen kann man davon ausgehen, daß die Ablagerungsschichten relativ dünn sind. Dr. Hosemann vom KfK hat hierzu Schichtdicken von zwei bis drei Moleküllagen abgeschätzt. In diesen ist eine Resuspension nicht sehr wahrscheinlich.

Anders verhält es sich bei den im Sumpfwasser gelösten Stoffen. In welchem Ausmaß bei Containmentversagen und dem damit unter Umständen verbundenen Aufkochen des Sumpfes die Spaltprodukte wieder freigesetzt werden, hängt letztlich auch davon ab, wie der Sicherheitsbehälter versagt. Hierfür gibt es noch keine gültigen Aussagen. Es scheint mir aber am wahrscheinlichsten zu sein, daß, bevor das Containment wie etwa eine Seifenblase platzt, kleinere Lecks auftreten – zum Beispiel Schweißnähte versagen –, die eine Art Überdruckventil bilden und eine vollständige Zerstörung des Sicherheitsbehälters verhindern. Bei den in Bild 6 dargestellten Werten wurde Resuspension nicht berücksichtigt.

S. Chakraborty (Hauptabteilung für Sicherheit der Kernanlagen, Würenlingen):

Wie verändern die systemtechnischen Verbesserungen der Referenzanlage die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen?

H. Hörtner (GRS):

Gegenwärtig kann man nicht sagen, wie stark die Systemänderungen letztlich durchschlagen werden. Man kann jedoch annehmen, daß aufgrund von Systemänderungen die in Phase A ermittelte Kernschmelzhäufigkeit um etwa einen Faktor 3 reduziert werden wird. Andererseits werden in der Phase B zusätzlich auslösende Ereignisse berücksichtigt, so daß eine abschließende Bewertung im Augenblick noch nicht gegeben werden kann.

W. Schikarski (KfK, Karlsruhe):

Warum rechnen Sie Containment-Versagen nach drei bis vier Tagen aus, während Dr. Hosemann auf der Reaktortagung 1982 in Mannheim etwa fünf Tage angibt? Was ist der Grund für diesen Unterschied?

D. Hippe (GRS):

Die von Dr. Hosemann berechneten Druckverläufe unterscheiden sich erst nach dem Zeitpunkt des Sumpfwasser-Schmelze-Kontaktes wesentlich von den hier gezeigten. Die Abweichungen sind vermutlich auf eine unterschiedliche Aufteilung der Nachwärme in Sumpfwasserverdampfung und Betonaufschmelzung zurückzuführen.

Überlegungen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) von Kernkraftwerken

Von P. A. Gottschalk und A. Jahns¹⁾

Kurzfassung

In manchen Ländern wird heute die Frage gestellt, inwieweit mit den bisherigen Anlagenkonzepten die zum Schutz der Bevölkerung getroffene Vorsorge auch gegen äußerst unwahrscheinliche Ereignisabläufe, die sogenannten Reaktorunfälle, getroffen ist.

Zur Beantwortung dieser Frage ist zunächst ein Maßstab erforderlich, der das in probabilistischen Risikoanalysen aufgezeigte Risiko zu bewerten gestattet, also eine „Meßlatte“ für den sicherheitstechnischen Vergleich der Ereignisse aus dem Normalbetrieb, aus (beherrschten) Störfällen und aus Unfällen.

In der Fachwelt wird insbesondere diskutiert, ob auf probabilistische Überlegungen gegründete Risikogrenzwerte eingeführt werden können.

Der Bundesminister des Innern beauftragte daher die GRS, einen den deutschen Verhältnissen angemessenen Konzeptvorschlag zu erarbeiten. Die GRS orientierte ihre Überlegungen an folgenden Zielen:

- Schutz einer Einzelperson in der Umgebung der Anlage,
- Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts der Anlage,
- rationale Festlegung der Risikogrenzwerte durch direkten Bezug auf die Strahlenschutzverordnung.

Schwerpunkt des Konzepts ist der Vorschlag, das Individualrisiko, resultierend aus dem Gesamtspektrum der Ereignisse, das heißt vom Normalbetrieb über Störfälle bis hin zu hypothetischen Reaktorunfällen, zu begrenzen.

Hierzu werden Risikogrenzkurven in einem Dosis-Häufigkeitsdiagramm vorgeschlagen. Sie orientieren sich an dem Risiko, welches dem in der Strahlenschutzverordnung als annehmbar definierten Dosisgrenzwert (30 mrem/a) entspricht.

¹⁾ Dr. Peter A. Gottschalk und Dipl.-Phys. Armin Jahns sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter in der Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission bei der GRS.

Das von der GRS erarbeitete Konzept kann dazu dienen, unter besonderer Betonung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts, technisch vernünftige Festlegungen auch im Unfallbereich zu treffen.

Mit dem Konzept ist nicht beabsichtigt, die gegenwärtigen und bewährten Methoden der sicherheitstechnischen Beurteilung zu ersetzen. Vielmehr sind die hier vorgeschlagenen Maßstäbe und Kriterien als ergänzende Hilfsmittel gedacht.

Abstract

In several countries, experts and authorities are discussing, to what extent preventive measures to protect the population – included so far in concepts of nuclear power plants – are also effective against most unlikely events, the so-called reactor accidents.

The reply to this question requires, first of all, a scale, by which the risk pointed out in probabilistic risk analyses may be evaluated, i.e. a "subtense bar" for the safety comparison of events arising during normal operation, during abnormal occurrences and during accidents.

Among experts, the discussion concentrates on the question, whether safety goals based on probabilistic considerations may be introduced.

The Federal Minister of the Interior therefore entrusted the GRS to work out a proposal for a concept suited to German circumstances. GRS oriented its considerations by the following objectives:

- protection of an individual in the environment of the plant,
- balance of the plant's safety concept,
- rational definition of safety goals with reference to the Radiation Protection Ordinance.

Focal point of the concept is the proposal, to limit the individual risk that results from the global event spectrum, i.e. normal operation, abnormal occurrences and hypothetic reactor accidents.

For this purpose, risk limit curves in a dose-frequency diagram are proposed. They orient themselves by the risk, dose limit (30 mrem/a) of which is defined in the Radiation Protection Ordinance to be acceptable.

The concept worked out by GRS – with special emphasis placed on the balance of the safety concept – may serve to make technically rational determinations even for accidents.

This concept is not intended to replace the existing and proved safety evaluation methods. The here proposed scales and criteria are rather conceived as an additional help.

Einleitung

Gegenwärtig wird in einigen Ländern diskutiert, Sicherheitsziele ('Safety Goals') nach probabilistischen Gesichtspunkten im Sinne von Risikogrenzwerten festzulegen. Es wird weiterhin überprüft, ob und inwieweit derartige Risikogrenzwerte in Ergänzung zur bisherigen deterministischen Auslegungs- und Beurteilungspraxis herangezogen werden können.

Eine einheitliche Meinung in der Fachwelt ist zu diesem Fragenkreis derzeit nicht vorhanden. Im Zusammenhang mit der Diskussion um Risikogrenzwerte für die Sicherheitsbeurteilung werden verschiedene Zahlen für zulässige bzw. unzulässige Risiken genannt. Die Betrachtungen beschränken sich bisher meist auf den Unfallbereich.

Im vorliegenden Konzept werden Risikogrenzwerte vorgeschlagen, die sich direkt aus zulässigen Dosiswerten der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) herleiten lassen. Das ganze Spektrum der Ereignisse vom Normalbetrieb bis hin zu

schweren Unfällen wird betrachtet. Der vorgeschlagene Ansatz ergibt sich aus folgenden Überlegungen:

Unter „Risiko“ wird ein Begriff verstanden, in den Häufigkeit und Ausmaß von Schadensereignissen eingehen. Zur Abschätzung des Risikos müssen daher möglichst vollständig die Ereignisabläufe, die zu Freisetzungen von Radionukliden führen, erfaßt und ihre Wahrscheinlichkeit und ihre Auswirkungen ermittelt werden. Hierzu gehören nicht nur die Unfallabläufe, sondern auch weniger gravierende Ereignisabläufe im Bereich der sogenannten Störfälle sowie Ereignisse des Normalbetriebs. In diesen Bereichen hat der Gesetzgeber gewisse Dosiswerte in der Strahlenschutzverordnung festgelegt. Sie sind im Betrieb und bei der Planung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage zugrunde zu legen (30 mrem/a bzw. 5 rem Konzept).

Aufgrund der prinzipiellen stochastischen Wirkung der Strahlung radioaktiver Stoffe im Bereich der vorgenannten zulässigen Dosiswerte sind auch bei Einhaltung dieser Werte Schäden nicht zwingend ausgeschlossen. Die Einhaltung dieser Werte bedeutet nur, daß die Wahrscheinlichkeit für bestimmte strahleninduzierte Schäden ein bestimmtes Maß nicht überschreitet, daß sie verglichen mit anderen vergleichbaren Risiken akzeptabel und hinreichend klein erscheint.

Hierdurch wird nun ein Vergleich des unfallbedingten Risikos mit dem rechnerischen und zulässigen strahleninduzierten Risiko ermöglicht. In der Umkehrung kann dieser Wert zur Grundlage für die Formulierung probabilistischer Auslegungsziele gewählt werden.

Durch den Bezug auf das 30-mrem/a-Konzept der Strahlenschutzverordnung beschränkt sich der Vorschlag auf eine wichtige Teilfrage der Sicherheit von Kernkraftwerken, nämlich auf eine Betrachtung und Beschränkung des Individualrisikos für eine Referenzperson in der Umgebung der Anlage. Ob und inwieweit der Vorschlag um eine Betrachtung des Kollektivrisikos ergänzt werden muß, wird gegenwärtig geprüft.

Trotz der durchgeführten Risikostudie und risikoorientierten Studien ist die Meinungsbildung in der Fachwelt noch nicht darüber abgeschlossen, ob der heutige Stand der Kenntnisse ausreicht, um aufbauend auf diesen Studien sehr detaillierte Kriterien für Risikogrenzwerte für die Sicherheitsbeurteilung festzulegen. Das Ziel des nachfolgenden Konzeptvorschlages kann deshalb nur sein, allgemeine Kriterien festzulegen, die als Richtschnur für die Aufstellung und Weiterentwicklung detaillierter Sicherheitsanforderungen dienen können.

Der Konzeptvorschlag benutzt grundlegende Überlegungen von A. Birkhofer [1]. Er verwendet auch Überlegungen, die in dem KTA-Entwurf „Konzept für Kriterien zur Bewertung von angenommenen Ereignisabläufen“ [2] niedergelegt sind. Er unterscheidet sich von dem Birkhoferschen Ansatz insoweit, als hier die Risikogrenzwerte allein aus gemäß Strahlenschutzverordnung zulässigen Dosiswerten konstruiert werden.

Der Konzeptvorschlag übernimmt aus dem KTA-Entwurf die grundlegende Idee der Klasseneinteilung und Klassenzuordnung. Der Vorschlag unterscheidet sich insoweit von dem KTA-Entwurf, als hier die Ereignisklasseneinteilung um radiologische Aspekte ergänzt und der Versuch einer Synthese von Risikoklassen, Ereignisklassen und radiologischen „Gefährdungsklassen“ unternommen wird. Er unterscheidet sich von dem KTA-Entwurf ferner darin, daß aus Gründen der methodischen Konsistenz die Zuordnung von Eintrittswahrscheinlichkeiten und Ereignisklassen anders getroffen wurde.

Es ist nicht beabsichtigt, mit dem Konzeptvorschlag neue sicherheitstechnische Festlegungen zu treffen. Die bewährten Methoden, Grundsätze und Kriterien der Sicherheitsbeurteilung sollen beibehalten bleiben. Die im Konzept

vorgeschlagenen Kriterien sind vielmehr als ergänzende Hilfsmittel gedacht für die Harmonisierung von Auslegungsanforderungen im Sinne eines ausgewogenen Sicherheitskonzeptes. Sie sollen dazu beitragen, im Bereich von Grenzfällen technisch vernünftige Festlegungen zu treffen. Sie können im konkreten Einzelfall ein deterministisches Bewertungssystem nicht ersetzen, sondern nur ergänzen.

Der Konzeptvorschlag wurde im Auftrag des Bundesministeriums des Innern (BMI) von der GRS in Zusammenarbeit mit einzelnen Mitarbeitern der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (Neuherberg) und des Kernforschungszentrums Karlsruhe erarbeitet. Der Vorschlag gibt nicht notwendigerweise die Auffassung des Auftraggebers wieder.

Grundzüge des Vorschlages

Die nachfolgenden Maßstäbe und Kriterien sind in ihrem allgemeinen Teil typunabhängig formuliert. In ihren konkreten Details beschränken sie sich auf Leichtwasserreaktoren (Typ DWR, 1300 MW elektrische Leistung).

Der Vorschlag behandelt folgende Elemente, aus denen ein risikoorientiertes Bewertungsinstrumentarium aufgebaut werden kann:

- Risikoklassen,
- Risikogrenzkurven,
- Ereignishäufigkeiten,
- Schadensumfänge.

Der Vorschlag sieht gestaffelte Referenzwerte sowohl für das Risiko als auch für die beiden Komponenten des Risikos, Eintrittshäufigkeit und Schadensumfang vor.

Als Bezugsgröße für die Komponente „Schadensausmaß“ wird die Individualdosis betrachtet (Ganzkörperdosis und Organ Dosen bzw. effektive Äquivalentdosis). Insbesondere bei der Bewertung der maximalen Dosis als begrenzendes Element folgt dies zwangsläufig, da entsprechende Vorschriften in der Strahlenschutzverordnung bestehen. Wie üblich wird als Bezugsgröße für die Komponente „Wahrscheinlichkeit“ die Eintrittshäufigkeit (pro Reaktorjahr und Standort) betrachtet. Für quantitative Aussagen wird als Maß für das „Risiko“ das Produkt aus der Eintrittshäufigkeit eines Ereignisses und der zugehörigen Dosisbelastung angesehen. Diesem Ansatz folgt zwangsläufig, daß das strahleninduzierte Risiko für Mortalität als bedingte Wahrscheinlichkeit eines Strahlenschadens anzusehen ist. Dosisleistungseffekte werden allerdings vernachlässigt. Sind mehrere unerwünschte Ereignisse zu betrachten, ergibt sich aus einer linearen Superposition der Einzelrisiken das Maß für das Gesamtrisiko. Zur Abdeckung des Spektrums der denkbaren Ereignisse werden wie üblich die Einzelereignisse bzw. Einzelereignisabläufe zu Gruppen bestimmter Freisetzungen zusammengefaßt (Freisetzungskategorien) und das probabilistische Bewertungskonzept im Hinblick auf die Freisetzungskategorien formuliert.

Bei der Bewertung der möglichen Schädigungen von Einzelpersonen wird das Mortalitätsrisiko durch Krebs oder durch das akute Strahlensyndrom für die wichtigste Schadensgröße gehalten.

Ein besonderer Schwerpunkt des Konzeptes ist daher ein Vorschlag, das gesamte Risiko für Mortalität aus dem gesamten Spektrum der Ereignisse von Normalbetrieb bis hin zu schweren Reaktorunfällen zu begrenzen.

Bei einer quantitativen Bewertung der Gesamtbilanz des Mortalitätsrisikos muß die Bedeutung der verschiedenen Risikobeiträge erkenntlich bleiben.

Im Hinblick auf die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes werden daher ergänzende Maßstäbe zur Bewertung und

Begrenzung des Risikobeitrages einzelner Ereignisse vorgeschlagen.

Einzelaspekte des Vorschlages

Risikogrenzkurven

Als erster Schritt werden Risikogrenzkurven in einem Dosis-Häufigkeitsdiagramm vorgeschlagen. Diese Grenzkurven sind Farmerkurven für die Strahlenexposition. Sie orientieren sich an einem konstanten Mortalitätsrisiko, das heißt alle Ereignisse, die auf diese Kurven fallen, sind unter dem Aspekt der Wahrscheinlichkeit für Mortalität gleich zu bewerten.

Eine mögliche Schar von Risikogrenzkurven, die im Hinblick auf Freisetzungskategorien gebildet wurden, ist in Bild 1 zu sehen.

Die Konstruktion der Risikokurven (Steigung, Krümmung) geht von einer linearen Superposition der Mortalitätsrisiken für Früh- und Spätschäden aus. Die konkrete Form folgt dann unmittelbar aus den entsprechenden Risiko-Koeffizienten und Dosis-Risikobeziehungen unter Verwendung der Werte der ICRP-26 [3] und der Deutschen Risikostudie [4]. Die Normierung der verschiedenen Kurven erfolgt mit Bezug auf unterschiedliche Mortalitätsrisiken, die aus dem 30-mrem/a-Konzept für den Normalbetrieb ableitbar sind.

Die obere Kurve „Risikogrenzkurve I“ in Bild 1 entspricht einem konstanten Mortalitätsrisiko pro Einzelereignis (hier: Freisetzungskategorie), das dem für den Normalbetrieb höchstzulässigen Jahresdosiswert von 30 mrem/a gleicht. Nach dem Grundsatz „so gering wie möglich“ sind die höchst zulässigen Dosiswerte nicht als Toleranzwerte zu verstehen, die in jedem Fall voll ausgeschöpft werden dürfen. Der derzeitige Stand von Wissenschaft und Technik zeigt, daß die Strahlenbelastung des höchstbelasteten Individuums in der Umgebung von Kernkraftwerken aufgrund von Emissionen des bestimmungsgemäßen Betriebes weit unterhalb der zulässigen Dosisobergrenze liegt. Die Betriebserfahrungen zeigen, daß ein Wert von etwa 1 mrem/a erreichbar ist. Die entsprechende Grenzkurve „Risikogrenzkurve II“ ist nicht in Bild 1 gezeigt. Sie läge in der Mitte zwischen der oberen und unteren Kurve. Die untere Kurve „Risikogrenzkurve III“ in Bild 1 entspricht einem Wert von 0,03 mrem/a. Dieser Wert liegt etwa drei Größenordnungen unterhalb des zulässigen Höchstwertes für das höchstbelastete Individuum. Die Größenordnung des Reduktionsfaktors entspricht etwa der Erniedrigung der Jahresdosis, wenn nicht das höchstbelastete Individuum, sondern die mittlere Bevölkerung bei der Berechnung zugrunde gelegt wird [5].

Die Kurven in Bild 1 fallen zunächst proportional mit der Strahlenexposition entsprechend dem Risiko somatischer Spätschäden ab. Zur Berücksichtigung des Einflusses von Frühschäden wurde ein Schwellwert von ungefähr 50 rem angenommen. Dies führt dazu, daß entsprechend dem exponentiell ansteigenden Beitrag des Risikos aus Frühschäden die Grenzkurven verstärkt abnehmen.

Mit weiter anwachsender Dosis ($D \geq LD_{50}$) wächst das individuelle Mortalitätsrisiko nicht weiter an. Dies würde zur Folge haben, daß Grenzkurven, die sich allein an einem konstanten Mortalitätsrisiko orientieren, mit weiter anwachsender Dosis nicht weiter abfallen, sondern einem bestimmten Endwert zustreben. Um dem Grundsatz der Endlichkeit des Gesamtrisikos zu genügen, wurde postuliert, daß die Dosisgrenzlinien über $D = LD_{50}$ hinaus weiter abnehmen mit der funktionalen Form $cD^{-\nu}$ ($\nu \geq 2$). Der Exponent und der Koeffizient ergeben sich aus einer Normierung des Gesamtrisikos über den gesamten zu betrachtenden Dosisbereich.

Mit Bezug auf zulässige bzw. unzulässige oder aufgrund von Betriebserfahrungen realistische Dosiswerte und übliche Dosis-Risikobeziehungen können verschiedene Grenzkurven in einem Dosis-Häufigkeitsdiagramm konstruiert werden, die Gebiete unterschiedlichen Risikos trennen. Es liegt nahe, auf diese Weise mehrere Risikoklassen zu definieren.

Risikoklassen

In einem gestaffelten Schutz- und Sicherheitskonzept ist es zweckmäßig, mehrere Risikoklassen zu betrachten. Insbesondere ist eine Festlegung einer hohen und einer niedrigen Risikoschwelle zweckmäßig. Die hohe Schwelle dient dazu, den Bereich erheblicher Gefährdung vom zulässigen Bereich abzutrennen. Die niedrige Schwelle dient dazu, den Bereich des „Restrisikos“ zu definieren. Es ergeben sich daher drei Risikoklassen. Qualitatives Kriterium ist „unzulässig/zulässig/Restrisiko“. Ob und inwieweit innerhalb des zulässigen Bereiches noch einmal zu differenzieren ist, bleibt zu überprüfen.

Ein Vorschlag zur qualitativen Definition der Risikoklassen sowie weitere Details sind im folgenden aufgelistet:

Die *Risikoklasse I* faßt Ereignisse zusammen, die im unzulässigen Bereich liegen.

Die *Risikoklasse II* faßt Ereignisse zusammen, die im zulässigen Bereich sind. Die Auslegung der sicherheitstechnischen Einrichtungen hat so zu erfolgen, daß die Klasse erreicht wird.

Die *Risikoklasse III* faßt Ereignisse zusammen, die deutlich unterhalb des zulässigen Risikos liegen.

Unter Ereignissen werden in diesem Zusammenhang Freisetzungskategorien verstanden, die sich aus einer Zusammenfassung von Gruppen von Ereignisabläufen zu bestimmten Freisetzungen ergeben.

Unter dem abgeschätzten Wert der Individualdosis der Freisetzungskategorie wird ein repräsentativer Wert für die gegebene Freisetzungskategorie in dem Sinne angesehen, daß ein Überschreiten dieses Wertes in der Umgebung der Anlage nicht erwartet wird. Konkreter Vorschlag ist, als repräsentativen Dosiswert jenen Wert zu wählen, der entsprechend den unterschiedlichen Wetterabläufen in 90 % der Fälle unterschritten wird.

Für eine quantitative Abgrenzung der Risikoklassen in einem Dosis-Häufigkeitsdiagramm wird vorgeschlagen, die obere und untere Grenzkurve aus Bild 1 zu verwenden.

Ein ausgewogenes Sicherheitskonzept zeichnet sich dadurch aus, daß alle Ereignisse in die gleiche Risikoklasse fallen.

Da im allgemeinen verschiedene Ereignisse zu einer Freisetzungskategorie beitragen, ist der Risikobeitrag eines einzelnen Ereignisses allein (das heißt ohne die Beiträge der übrigen Ereignisse) niedriger als die Summe der Ereignisse. Eine quantitative Abgrenzung der Risikoklassen im Hinblick auf Einzelereignisse bedarf daher einer Festlegung von Risikogrenzkurven auf einem niedrigeren Niveau.

Begrenzung des Gesamtrisikos

Als obere Begrenzung des Gesamtrisikos aus allen Ereignisabläufen kann die Fläche unter den verschiedenen Grenzkurven angesehen werden. Mathematisch ergeben sie sich als Integrale über die Kurven. Das ist stets eine obere Grenzabschätzung. Sie geht quasi von unendlich vielen Freisetzungskategorien aus.

Wird eine Begrenzung des Risikos aus den Freisetzungskategorien im gesamten Spektrum von Normalbetrieb, Störfall, Unfall auf die obere Grenzkurve (Risikogrenzkurve I) gefordert, wäre dies äquivalent mit der Forderung nach einer Begrenzung des Individualrisikos auf einen Wert,

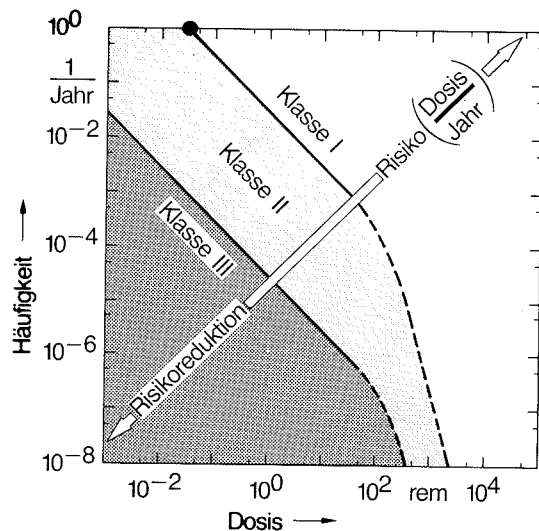


Bild 1: Risikoklassen in einem Dosis-Häufigkeitsdiagramm

der dem Dreifachen des Störfallplanungsrichtwertes entspricht.

Der Wert gleicht etwa dem Wert, der im Zusammenhang mit einer außergewöhnlichen Strahlenexposition für das beruflich strahlenexponierte Personal zulässig ist (§ 50 StrlSchV). Beim Überschreiten dieses Wertes ist es daher gerechtfertigt, von einer „erheblichen Gefährdung“ zu sprechen.

Bei Begrenzung auf die 1 mrem/a-Kurve (Risikogrenzkurve II) ergibt sich ein Wert, der rechnerisch dem zehnten Teil des für einen einzelnen Störfall zulässigen Planungsrichtwertes gleicht. Dieser Wert ist identisch mit dem Jahresdosis-Wert der Euratom-Norm [6] für den Normalbetrieb. Es ist daher gerechtfertigt, von einem „zulässigen Gesamtrisiko“ zu sprechen.

Würde eine Begrenzung auf die untere Kurve (Risikogrenzkurve III) gefordert, wäre diese Forderung äquivalent mit einer Begrenzung des Individualrisikos aus dem gesamten Spektrum möglicher Ereignisse auf einen Wert, der der Hälfte des für den Normalbetrieb zulässigen Wertes gleicht. Mit Recht kann man daher von „signifikant unterhalb des zulässigen Risikos“ sprechen.

Ereignisklassen

Im Zusammenhang mit probabilistischen Überlegungen ist zwischen „Risiko“, „Schaden“ und „Wahrscheinlichkeit“ zu unterscheiden. Ereignisse zu gleichen Risikokennzahlen können sich in den beiden Komponenten „Wahrscheinlichkeit“ und „Schaden“ unterscheiden. Eine Bewertung allein nach Risikogesichtspunkten würde auf die differenzierte Beurteilung von „Schaden“ und „Wahrscheinlichkeit“ verzichten und wäre eine unzulässige Vereinfachung.

Um dem übergeordneten Grundsatz – der Verhütung von Schäden – zu genügen und um auf eine hinreichend hohe Wirksamkeit, Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit von Systemen zur Beherrschung von Anlagentransienten oder Störfällen hinzuwirken, bedarf es daher zunächst zusätzlicher Kriterien, nämlich Kriterien zur Beurteilung der Risikokomponente „Wahrscheinlichkeit“.

Um eine derartige ergänzende Bewertung durchführen zu können und insbesondere um auch einen Bezug zur bisherigen Auslegungspraxis herzustellen (Liste der zu betrachtenden Störfälle) und das Instrumentarium praktikabel zu gestalten, wird zusätzlich zur Risikoklasseneinteilung eine Ereignisklasseneinteilung nach Maßgabe der Eintrittshäufig-

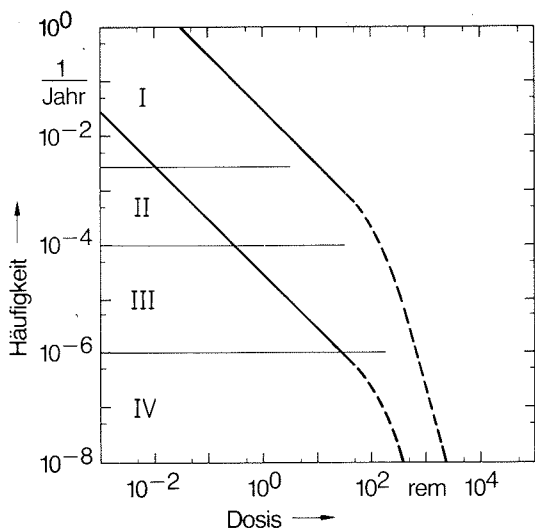


Bild 2: Ereignisklassen

keit von Ereignissen vorgeschlagen. Als Kriterium gilt „zu erwarten/nicht zu erwarten“. Bezugsmaßstab ist eine repräsentative Zeitskala. Dabei liegt folgender Gedanke zugrunde: Es gibt Ereignisse, die in jeder Anlage im Laufe der Betriebszeit vorkommen. Diese sind anders zu bewerten als solche, die allenfalls einmal in einer Gesamtheit von jetzigen und zukünftigen Anlagen zu erwarten sind, bzw. nach menschlichem Ermessen oder physikalisch-technisch ausgeschlossen sind.

Ein Vorschlag zur qualitativen Abgrenzung der Ereignisse nach Maßgabe ihrer Häufigkeit ist folgender:

Die *Ereignisklasse I* faßt die Ereignisse zusammen, die während der rechnerischen Betriebszeit einer Anlage zu erwarten sind.

Die *Ereignisklasse II* faßt die Ereignisse zusammen, die während der rechnerischen Betriebszeit einer Anlage nicht zu erwarten sind, die aber in der kumulativen rechnerischen Betriebszeit einer repräsentativen Gruppe von mehreren Anlagen für eine der Anlagen nicht ausgeschlossen werden können.

Die *Ereignisklasse III* faßt Ereignisse zusammen, die weder während der rechnerischen Betriebszeit einer noch während der kumulativen rechnerischen Betriebszeit einer Gruppe von

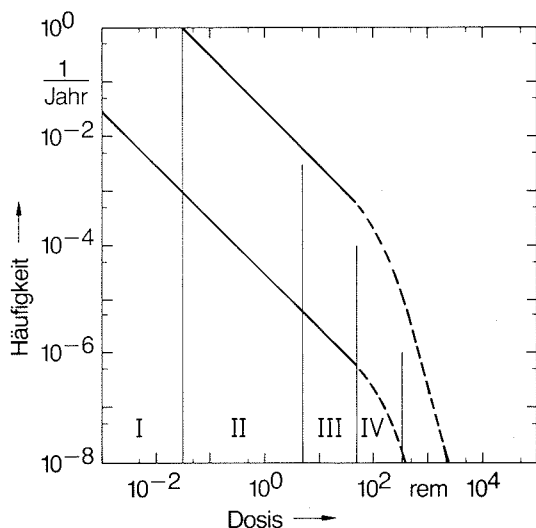


Bild 3: Radiologische Gefährdungsklassen

mehreren Anlagen für eine der Anlagen zu erwarten sind, die aber nicht mit hinreichender Sicherheit ausgeschlossen werden können.

Die *Ereignisklasse IV* faßt die Ereignisse zusammen, die nach historischen Maßstäben und Maßstäben der praktischen Vernunft während der kumulativen rechnerischen Betriebszeit einer repräsentativen Gruppe von mehreren Anlagen so gut wie ausgeschlossen sind.

Referenzwerte zur quantitativen Abgrenzung der Klassen sind in Bild 2 vorgeschlagen.

Radiologische Gefährdungsklassen

Als nächster Schritt müssen Kriterien zur Beurteilung der Risikokomponente „Schaden“ eingeführt werden.

Um eine derartige ergänzende Bewertung durchführen zu können und um auch einen Bezug zur bisherigen Auslegungspraxis (Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung) herzustellen, wird eine Klasseneinteilung nach Maßgabe radiologischer Belastungen vorgeschlagen. Bezweckt wird mit dieser Einteilung, im gesamten Spektrum möglicher Dosiswerte eine Differenzierung nach Art und Ausmaß möglicher Strahlenerkrankungen vorzunehmen.

Als Arbeitstitel wird der Begriff „radiologische Gefährdungsklasse“ gewählt.

Eine Grobklassifizierung ist zunächst durch den Schwellwert für akute Strahlenfrühschäden selbst gegeben. Eine feinere Detaillierung folgt im Bereich niedriger Dosen durch die Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung (30 mrem/5 rem). Im Bereich hoher Dosen ist es üblich, Referenzwerte für die mittlere tödliche Strahlendosis (LD_{50}) anzugeben.

Aus diesem Grunde erscheint es zweckmäßig, eine Klassifizierung in vier Gefährdungsklassen vorzunehmen. Als qualitatives Kriterium zur Klasseneinteilung wird vorgeschlagen, das Kriterium „Frühschäden/Spätschäden zu erwarten/nicht zu erwarten“ zu verwenden. Vorschläge qualitativer und quantitativer Art zur Abgrenzung der „Gefährdungsklassen“ (siehe auch Bild 3):

Die *Gefährdungsklasse I* faßt die Ereignisabläufe zusammen, bei denen die Strahlenbelastung unterhalb der nach StrlSchV festgelegten jährlichen Dosisgrenzwerte für den Normalbetrieb liegt (≤ 30 mrem Ganzkörper-Individualdosis). Dieser Wert entspricht etwa der jährlichen Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenbelastung.

Die *Gefährdungsklasse II* faßt die Ereignisabläufe zusammen, bei denen die Strahlenbelastung unterhalb der nach StrlSchV festgelegten jährlichen Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponiertes Personal liegt (≤ 5 rem Ganzkörper-Individualdosis). Dieser Wert entspricht dem in der StrlSchV festgelegten Planungswert für Störfälle.

Die *Gefährdungsklasse III* faßt die Ereignisabläufe zusammen, bei denen Strahlenbelastungen für das Individuum von 5 bis 50 rem effektive Ganzkörperdosis zu erwarten sind. In diesem Bereich sind maligne Strahlenspätschäden für das Individuum sehr selten; letale Strahlenfrühschäden für das Individuum sind ausgeschlossen.

Die *Gefährdungsklasse IV* faßt die Ereignisabläufe zusammen, bei denen Strahlenbelastungen für das Individuum von 50 bis 400 rem effektive Ganzkörperdosis auftreten können. In diesem Bereich überwiegen maligne Strahlenspätschäden für das Individuum; akute Strahlenfrühschäden für das Individuum könnten bei bis zu 50 % der Fälle auftreten.

Folgende Gesichtspunkte sind bei der Ermittlung der Dosisbelastung maßgebend:

- die Zuordnung von Ereignisabläufen zu relevanten Freisetzungskategorien,

- das abgeschätzte Ausmaß der jeweils in den Freisetzungskategorien freigesetzten Anteile radiologisch repräsentativer Nuklide,
- die abgeschätzte Häufigkeit für repräsentative Wetterabläufe.

Ähnlich wie beim Dosiskonzept sollten auch bei der Ermittlung der Freisetzung und des Transports von Spaltisotopen Referenzwerte zugrundegelegt werden.

Zuordnung der Klassen

Die beiden Komponenten „Schaden“ und „Wahrscheinlichkeit“ können keine eigenständigen Bewertungsgrößen sein. Dies ist schon in der Tatsache begründet, daß bei beliebig kleinen Eintrittswahrscheinlichkeiten beliebig unwahrscheinliche und unglaubwürdige Ereignisse und Störfallszenarien postulierbar werden. Daher läßt sich stets für ein gegebenes Schadensausmaß mit gegebenen auslösenden Ereignissen und Störfallszenarien ein noch größeres Schadensausmaß konstruieren für entsprechend unwahrscheinlichere und unglaubwürdigere Szenarien.

Ein Risikokonzept muß also neben einer Bewertung des „Risikos“ und einer Bewertung der Komponenten „Schaden“ und „Wahrscheinlichkeit“ auch eine konsistente Zuordnung von den einzelnen Risikokomponenten ermöglichen. Eine Möglichkeit, derartige innere Konsistenz zu erzielen, liegt in der geeigneten Zuordnung von Risikoklassen, Ereignisklassen und Gefährdungsklassen.

Eine solche Zuordnung mit der speziellen Wahl der hier vorgeschlagenen Referenzwerte ist in Bild 4 gezeigt.

Besonders bemerkenswert erscheint, daß die radiologischen Auswirkungen von Ereignissen, die während der kumulativen rechnerischen Betriebszeit einer repräsentativen Anzahl von Anlagen nicht auszuschließen sind, innerhalb zulässiger Dosiswerte verbleiben. Damit ist ein direkter Bezug zur derzeitigen Auslegungspraxis gegeben.

Schlußfolgerungen und Ausblicke

Es zeigt sich, daß die Erstellung eines einheitlichen Konzepts möglich ist, wenn man Risikogrenzwerte – gestützt auf das 30-mrem/a-Konzept der Strahlenschutzverordnung – ableitet und als zulässig ansieht. Insbesondere ergeben sich vernünftige Referenzwerte für höchstzulässige Eintrittswahrscheinlichkeiten in Verbindung mit höchstzulässigen Dosiswerten. Es ergibt sich ferner eine konkrete Staffelung eines differenzierten Schutz- und Sicherheitskonzeptes hinsichtlich der drei Größen „Risiko“, „Wahrscheinlichkeit“ und „Schaden“.

Das Konzept ist hinreichend allgemein gehalten. Es kann als Richtschnur für die Modifikation und Weiterentwicklung von detaillierten Sicherheitsanforderungen nach risikoorientierten Gesichtspunkten dienen.

Als Testbeispiel für das Konzept wurde mit einer modifizierten Version des Rechenprogramms UFOMOD/B 3 des KfK für jede der in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ angegebenen Freisetzungskategorie (FK1 bis FK8, [7]) die Wahrscheinlichkeitsverteilung der Ganzkörperdosis (50 a Folgedosis aus allen Expositionspfaden) für verschiedene Entfernungen vom Ort der Freisetzung berechnet [8].

Die vorläufige Bewertung der analytischen Ergebnisse im Rahmen dieses Konzepts zeigt, daß neue sicherheitstechni-

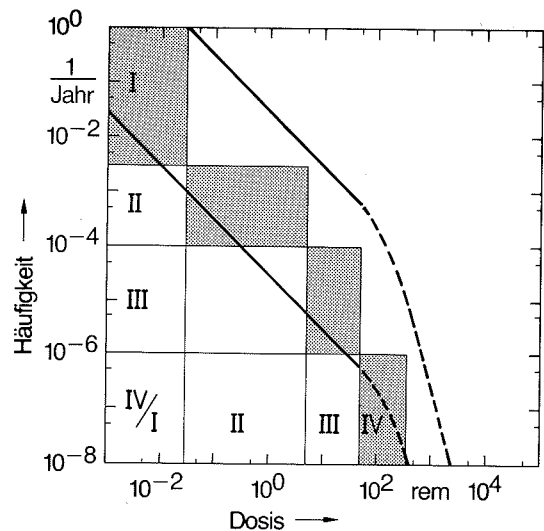


Bild 4: Zuordnung von Ereignisklassen und radiologischen Gefährdungsklassen

sche Auslegungsanforderungen nach risikoorientierten Gesichtspunkten nicht erforderlich sind. Die getroffenen Vorsorgemaßnahmen sind ausreichend. Auch im Bereich der Unfälle bleibt das individuelle Mortalitätsrisiko im Rahmen des Zulässigen. Augenfällig wird mit diesem Ergebnis diese stets gehegte Überzeugung demonstriert.

Gegenwärtig wird diskutiert, ob und inwieweit im Unfallbereich Einzelfallentscheidungen für die sicherheitstechnische Auslegung getroffen werden können. Da das vorgelegte Konzept auch diesen Bereich mit abdeckt, bietet es eine Hilfestellung, wie unter besonderer Betonung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts technisch vernünftige Festlegungen auch hier getroffen werden können.

Schrifttum

- [1] Birkhofer, A.: Das Risikoproblem in der Technik: Möglichkeiten und Grenzen der Beurteilung technischer Risiken. Bitburger Gespräche, Jahrbuch 1980/1981, C.H.Beck'sche Verlagsbuchhandlung (München 1981)
- [2] Konzept für Kriterien zur Bewertung von angenommenen Ereignisabläufen (März 1981, KTA-Dok.-Nr. UA-SF/81/5)
- [3] Annals of the ICRP, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publ. 26, Pergamon Press (1977)
- [4] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Hauptband, Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn; Verlag TÜV Rheinland (1980)
- [5] Jacobi, W.: Strahlenexposition und Strahlenrisiko der Bevölkerung. Phys. Bl. 38 (1982) Nr. 5 p. 122
- [6] Official Journal of the European Communities, No L 246, Vol 23 (17.09.1980) p. 8
- [7] siehe Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke; a.a.O., p. 167 (Hauptband):
 FK1 Kernschmelzen mit Dampfexplosion
 FK2 Kernschmelzen, großes Leck im Sicherheitsbehälter
 FK3 Kernschmelzen, mittleres Leck im Sicherheitsbehälter
 FK4 Kernschmelzen, kleines Leck im Sicherheitsbehälter
 FK5 Kernschmelzen, Überdruckversagen, Ausfall der Störfallfilter
 FK6 Kernschmelzen, Überdruckversagen
 FK7 Beherrscher Kühlmittelverluststörfall, großes Leck im Sicherheitsbehälter
 FK8 Beherrscher Kühlmittelverluststörfall
- [8] Ehrhardt, J.: (KfK, INR), persönliche Mitteilung

Diskussion

R. K r i e g (KfK, Karlsruhe):

Ich halte das Festschreiben von sehr niedrigen zulässigen Risiken für fraglich. Woher stammen diese Werte? Sie ergeben sich aus den Risikountersuchungen für die gegenwärtig gebauten Leichtwasserreaktoren. Sie entsprechen aber keineswegs dem, was Menschen sonst als Risiko zu akzeptieren bereit sind. Die verbindliche Festlegung von zulässigen Risiken wäre nur sinnvoll, wenn sie auch in anderen Bereichen der Technik Anwendung finden würde.

P. A. G o t t s c h a l k (GRS):

Für den nuklearen Bereich hat der Gesetz- bzw. Verordnungsgeber spezielle Regelungen getroffen. Hierzu gehören auch die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosiswerte, insbesondere der Wert für die Jahreshöchstbelastung im bestimmungsgemäßen Betrieb (§ 45 StrlSchV). Ausgangspunkt unserer Überlegungen ist, daß eine etwaige Festlegung von zulässigen oder unzulässigen Risiken sich daran orientieren sollte, ob diese Risiken mit den in der Strahlenschutzverordnung bereits getroffenen Festlegungen verträglich sind. Unsere vorgeschlagenen Werte stammen also nicht aus Akzeptanzuntersuchungen. Sie stammen auch nicht aus Risikountersuchungen gegenwärtig in Betrieb befindlicher Leichtwasserreaktoren. Vielmehr diene das gezeigte Beispiel (Bewertung einiger Ergebnisse der Deutschen Risikostudie, Phase A) der Veranschaulichung, wie eine Bewertung von Ereignissen bis hin zu den schweren Reaktorunfällen im Rahmen unseres Konzeptes vorgenommen werden kann. Ich stimme Ihnen allerdings darin zu, daß die Risikoreferenzwerte unseres Vorschlages zwangsläufig sehr niedrig sind und insbesondere keine signifikante Erhöhung bestehender Gesundheits- oder sonstiger Risiken beinhalten. Dies ist deshalb so, weil die Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung, insbesondere der Wert für den bestimmungsgemäßen Betrieb, so niedrig sind, daß die damit rein rechnerisch verbundenen Strahlenschadensrisiken weit unterhalb bestehender Risiken liegen.

Ob und inwieweit eine Regelung gefunden werden kann, die alle Bereiche der Technik gleichermaßen abdeckt, wage ich zu bezweifeln.

J. M e h l (BMI, Bonn):

Die von Ihnen erarbeiteten Vorschläge betrachteten bisher allein das Individualrisiko. Dies ist insofern unbefriedigend, als für die Beurteilung gesundheitlicher Beeinträchtigungen der Bevölkerung infolge von Tätigkeiten, die mit Strahlenexpositionen verbunden sind, dem kollektiven Risiko sicher eine höhere Bedeutung als dem individuellen Risiko beizumessen ist. Ist eine entsprechende Ergänzung Ihrer Arbeiten vorgesehen?

P. A. G o t t s c h a l k (GRS):

Ja, eine entsprechende Ergänzung ist selbstverständlich vorgesehen, erste Arbeitsergebnisse liegen bereits vor. Insbesondere überprüfen wir, ob die vorgeschlagene Begrenzung des Individualrisikos schon eine vernünftige Begrenzung des Kollektivrisikos ergibt oder ob ergänzende Kriterien eingeführt werden müßten. Die Untersuchungen zu dieser Frage sind noch nicht abgeschlossen.

S. C h a k r a b o r t y (Hauptabteilung für Sicherheit der Kernanlagen, Würenlingen):

Wenn ich Sie richtig verstanden habe, wäre keine Notfallenschutzplanung erforderlich, da auch die hypothetischen Unfälle im Bereich des zulässigen Risikos liegen. Anders ausgedrückt: Welchen Stellenwert hat die Notfallenschutzplanung in Ihrem Konzept?

P. G o t t s c h a l k (GRS):

Die Rechnungen unseres Anwendungsbeispiels wurden mit dem Unfallfolgemodell UFOMOD/B3 des KfK durchgeführt, den gezeigten Ergebnissen liegen also die gleichen Schutz- und Gegenmaßnahmen zugrunde, die auch in der Deutschen Risikostudie verwendet und dort im Detail besprochen worden sind. Im Sinne des „Safety-Goals“-Konzeptes könnte man im Hinblick auf den Stellenwert der Notfallschutzmaßnahmen so formulieren: Derartige Maßnahmen müssen durchführbar sein. Eine „Meßlatte“ für die Mindestqualität dieser Maßnahmen ist, daß – bei gegebenen sonstigen Randbedingungen wie Standort, sicherheitstechnische Auslegung der Anlage etc. – die vorgeschlagenen Referenzwerte erreichbar sind.

M. T s c h e r n e r (TÜV Rheinland, Köln):

Die von Ihnen genannte „Meßlatte“ von 30 mrem/a aus der Strahlenschutzverordnung verliert ihre Bedeutung, wenn man den Ausführungen von Professor Oberhausen folgend im unteren Dosisbereich die lineare Dosis-Wirkungs-Beziehung in Frage stellt.

P. A. G o t t s c h a l k (GRS):

Es ist richtig, daß wir für den niedrigen Dosisbereich eine lineare Dosis-Risiko-Beziehung unterstellt haben. Dies entspricht dem derzeitigen Stand der gesicherten Erkenntnisse. Eine lineare Dosis-Risiko-Beziehung liegt auch den derzeit gültigen Empfehlungen maßgeblicher Gremien auf dem Gebiet des Strahlenschutzes zugrunde. Sollte es sich als richtig erweisen, daß eine andere funktionelle Abhängigkeit des Risikos für stochastische Schäden im Bereich kleiner Dosen zu unterstellen ist, wird unserer Auffassung nach das Konzept nicht in Frage gestellt. Vielmehr ist im Hinblick auf die Konstruktion der Risikogrenzkurven dann diese andere funktionelle Abhängigkeit zu beachten. Wie Sie anhand von Bild 1 sehen, wird sich im unteren Dosisbereich lediglich die Form der Kurven ändern.

H. V o s s e b r e c k e r (Iteratom, Bergisch Gladbach):

Mich hat Ihre Antwort nicht ganz befriedigt. Nach meinem Verständnis ging die Festlegung der 30 mrem von der Existenz einer linearen Dosis-Wirkungs-Beziehung aus. Ist diese nicht mehr gegeben, so müssen meines Erachtens auch die 30 mrem als Festpunkt für Ihr Konzept entfallen.

P. A. G o t t s c h a l k (GRS):

In meiner soeben gegebenen Antwort habe ich unterstellt, daß die Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung – insbesondere der 30-mrem/a-Wert für den bestimmungsgemäßen

Betrieb – aufgrund eines neuen Kenntnisstandes über die Natur der strahlenbiologischen Wirkung von Strahlungen nicht geändert werden. Sollten sich die Werte der Strahlenschutzverordnung ändern, so müßte sicherlich überprüft werden, welche Änderungen in unserem Konzept vorzunehmen sind.

W. Kröger (KFA, Jülich):

1. Warum wurde als Maß für die „Häufigkeit“ die Freisetzungshäufigkeit und nicht die Häufigkeit für das Auftreten der zugehörigen Dosis gewählt?
2. Mit welcher Begründung wird die Risikokurve bei $10^{-8}/a$ abgeschnitten?
3. Nach welcher Methode sollen Häufigkeit und Dosis berechnet werden, zum Beispiel DRS-Methodik oder Störfall-Leitlinie?

P. A. Gottschalk (GRS):

Zu Frage 1: Die Häufigkeit für das Auftreten einer Dosis setzt sich zusammen aus der Häufigkeit für die entsprechende Freisetzung und aus der bedingten Wahrscheinlichkeit für das Eintreten dieser Dosis bei der gegebenen Freisetzung. Die letzte Größe hängt von weiteren Randbedingungen ab, wie etwa verschiedenen Wetterabläufen. Sie ist kleiner als 1. Wenn, wie hier vorgeschlagen, die Häufigkeit der Freisetzung

als Maß für die Komponente „Wahrscheinlichkeit“ gewählt und als Ordinatenwert in Verbindung mit dem 90%-Fraktilewert der Dosisverteilung verwendet wurde, führt das in der Regel auf eine zweckmäßige, aber konservative Grenzabschätzung des Risikos. Dieser Sachverhalt hängt allerdings von der speziellen Form der Dosisverteilung (bei gegebenen Freisetzungen) ab. Er sollte im Einzelfall überprüft werden.

Zu Frage 2: Die gezeigten Referenzkurven können grundsätzlich auch über einen Wert von $10^{-8}/a$ extrapoliert werden. Bei der Normierung der Referenzkurven wurde beispielsweise formal mathematisch der gesamte Dosisbereich bis $D \rightarrow \infty$ betrachtet. Die Kurven wurden also nicht „abgeschnitten“. Die gezeigten Beispiele lagen allerdings alle im Bereich bis $10^{-8}/a$. Aus diesem Grunde umfaßten die Abbildungen nur einen begrenzten Abschnitt. Unabhängig davon, ob es möglich ist, die Referenzkurven über $10^{-8}/a$ hinaus zu extrapolieren, sollte allerdings auch die Frage gestellt werden, ob ein solches Vorgehen vernünftig ist. Wir sehen derzeit keine Veranlassung für eine derartige Extrapolation.

Zu Frage 3: Die gezeigten Beispiele wurden mit Hilfe der DRS-Methodik berechnet. Es wurde insofern eine Weiterentwicklung der DRS-Methodik verwendet, als direkt die Dosisverteilung (Individualdosis für eine Referenzperson) in der Umgebung der Anlage berechnet wurde. Die Beispiele und das Verfahren dienen zur Erläuterung unseres Konzeptes. Es ist nicht unsere Absicht, schon heute technische Einzelheiten festzulegen.

Zusammenfassung der Ergebnisse

Von L. F. Franzen¹⁾

Aufgabe der früheren IRS- und der jetzigen GRS-Fachgespräche war es, neue zukunftsweisende Entwicklungen, soweit sie zur Sicherheitsgewährleistung kerntechnischer Anlagen – insbesondere Kernkraftwerken – beitragen, einmal im Jahr zur Diskussion zu stellen. Sicherheitsgewährleistung setzt voraus, daß zuvor die Risiken und ihre maßgeblichen Elemente ermittelt worden sind, es damit jedoch noch nicht sein Bewenden hat, sondern im Rahmen einer allgemeinen Sicherheitsphilosophie Risikominimierung betrieben wird.

Dieses 82er GRS-Fachgespräch hat anhand in letzter Zeit durchgeführter Arbeiten und Überlegungen den erreichten Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken darzustellen versucht. Es gehört in die Reihe der Veranstaltungen, an denen man das Vordringen probabilistischer Untersuchungsmethoden in Ergänzung der traditionellen deterministischen Verfahren ablesen konnte. Welch ein weiter Weg von der ersten derartigen Veranstaltung, die 1969 im Hamburger Hotel Norge stattfand – unter Beteiligung des Altmeisters der probabilistischen Betrachtungsweise, einschließlich Vorgabe von Risikogrenzwerten, F.R. Farmer – bis zu dieser Veranstaltung im Kölner Gürzenich. Auf Marksteine

am Wegesrand soll nur verwiesen werden, die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie aus dem Jahre 1975 und die deutsche Risikostudie von 1979, beide bereits Geschichte aus heutiger Sicht, doch für die seinerzeit Beteiligten ein Vorstoß in ungewisses Neuland, ein wissenschaftlich-technisches Abenteuer.

Drei Themenkreise sind es, denen sich die heutigen Vorträge und Diskussionen zuordnen lassen:

- Risikoorientierte Analyse zum SNR-300,
- Fortführung der deutschen Risikostudie, der sogenannten Phase B, für die bekanntlich der KWU-Druckwasserreaktor Modell steht, und
- Versuch einer systematischen Sicherheitsphilosophie, gekennzeichnet durch das Schlagwort „Safety Goals“.

Was ist von dem, das in Vorträgen und Diskussionen gesagt wurde, haften geblieben, was nehmen wir also davon mit nach Hause?

Wie innerlich, war die „Risikoorientierte Analyse zum SNR-300“ eine Auftragsarbeit zur Unterstützung der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages bei der Erarbeitung ihrer Empfehlungen zur Inbetriebnahme der Anlage. Die gestellte Aufgabe bestand darin, das Stör- bzw.

¹⁾ Dipl.-Phys. L. Ferdinand Franzen, International Atomic Energy Agency (IAEA), Wien

Unfallrisiko des SNR-300 mit dem des zuvor ermittelten Risikos eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor zu vergleichen. Zu den wesentlichen Ergebnissen zählt zweifellos, daß die Unfallfolgen, errechnet für den Standort Kalkar, erheblich geringer sind. Zieht man für diese Schlußfolgerung die ermittelten Frühschäden heran, die nur oberhalb eines bestimmten Schwellenwertes auftreten können, so wird dieser Wert nicht einmal erreicht, geschweige denn überschritten. Dabei ist es sogar unerheblich, ob Evakuierungsmaßnahmen berücksichtigt werden oder auch nicht. Die somatischen Spätschäden, die wie schon bei der deutschen Risikostudie für die einzelnen Freisetzungskategorien aufgrund einer linearen Dosis-Risiko-Beziehung ermittelt wurden, liegen rund eine Größenordnung, das heißt beträchtlich niedriger als beim Druckwasserreaktor. Es ist verständlich, daß sich die Frage nach den dafür verantwortlichen Ursachen stellt. Es sind dies

- der niedrige Systemdruck, der große Abstand zwischen Betriebs- und Siedetemperatur des Kühlmittels und das sogenannte Cavity-Konzept, wodurch mögliche Kühlmittelverluste begrenzt werden,
- die guten Wärmeübertragungseigenschaften und das hohe Wärmespeichervermögen des Kühlmittels,
- die große Zuverlässigkeit der Reaktorschutz- und Abschaltssysteme,
- die Rückhalt- und Kühlbarkeit des geschmolzenen Kerns im Reaktortank und
- das Doppelcontainment.

Zusammengenommen erreicht das Sicherheitskonzept, daß die ursprünglich dem schnellen Brutreaktor eigenen Nachteile nicht nur durch geeignete technische Lösungen ausgeglichen, sondern sogar überkompensiert werden.

Es sind natürlich noch ein paar Einzelheiten, auf die einige Worte verwendet werden sollen: Da sind zunächst die Wärmeabfuhrsysteme, das strangspezifische in 3 x 100%-Ausführung und das Tauchkühlsystem in 2 x 100%-Ausführung, also eine überreichliche Redundanz. Dann zwei weitestgehend unabhängige und diversitäre Schnellabschaltssysteme, von denen jedes durch sein eigenes Reaktorschutzsystem ausgelöst wird. Weiter die Möglichkeit, bei Ausfall des Zwangsumlaufs die Nachzerfallwärme im Naturumlauf abzuführen. Schließlich das außerordentlich träge Temperaturverhalten des SNR-300 beim Ausfall aller Nachwärmeabfuhrsysteme, das einen geringeren Temperaturanstieg pro Zeiteinheit als beim Hochtemperaturreaktor mit seiner bekanntermaßen hohen Wärmekapazität bedingt. Anders als beim Druckwasserreaktor ergibt sich hier kein wesentlicher Risikobeitrag.

Unterstellt man eine Kernzerstörung infolge Versagens der Schnellabschaltssysteme, so sind – anders als beim Druckwasserreaktor, der nicht mehr ausreichend gekühlt werden kann – die Unfallabläufe ohne nennenswerte Energiefreisetzung am wahrscheinlichsten. Dann werden die geschmolzenen Kernmaterialien innerhalb des Reaktortanks zurückgehalten. Nur in etwa 8 % aller Fälle, wenn durch mechanische Energiefreisetzung Einbauten beschädigt, Natrium-Strömungspfade beeinträchtigt oder die Rückhaltstrukturen zu hohen Temperaturen ausgesetzt sind, könnte die Kernschmelze den Reaktortank durchdringen. Dieser Wert ist wegen der in die Rechnungen eingegangenen pessimistischen Annahmen eher zu hoch als zu niedrig und dürfte bei detaillierter Untersuchung geringer ausfallen. Damit ist ein weiterer wichtiger Punkt in der SNR-Sicherheitsdiskussion identifiziert: die hohe Rückhaltefähigkeit der Kernschmelze innerhalb des Reaktortanks.

Und schließlich läßt sich die SNR-Sicherheit noch am Containment demonstrieren, das mehrschalig aufgebaut ist (inneres und äußeres Containment, gasdichte Stahlblechhülle) und verschiedene zugehörige Sicherheitseinrichtungen wie Bodenkühleinrichtung, Sicherheitsventil des inneren Containments sowie Re- und Exventingsystem für den Raum zwischen äußerem Containment und Stahlblechhülle aufweist. Selbst bei Ausfall aller dieser Sicherheitseinrichtungen, nur der selbsttätige Lüftungsabschluß des Containments funktioniert bestimmungsgemäß, ist der Druckanstieg noch so langsam, daß erst nach mehreren Tagen (eingerechnet die Zeit bis zum Versagen des Reaktortanks) die Integrität nicht mehr gegeben ist.

Bei den Untersuchungen zur Aktivitätsfreisetzung, beispielhaft gezeigt für die Fälle spätes Versagen des äußeren Containments (nach Durchschmelzen des Reaktortanks, Versagen des Liners im inneren Containment und Wasserstoffverbrennung im äußeren Containment nach Ausfall des Re- und Exventingsystems) und frühes Versagen des äußeren Containments infolge Druckaufbaues (nachdem das innere Containment der mechanischen Energiefreisetzung nicht standgehalten hat), ging es um die möglichst detaillierte Erfassung der Freisetzung- und Transportvorgänge von Spaltprodukten und Brennstoff. Interessant ist vor allem der Fortschritt bei der Berücksichtigung der aerosolphysikalischen Gegebenheiten in den eingesetzten Rechenprogrammen, wodurch – wie nicht anders zu erwarten – die Bedeutung des Containmentsystems für die Aktivitätsrückhaltung bzw. verminderte Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung unterstrichen wird. Berücksichtigt sind Sedimentation, Diffusion zu den Wandungen, Thermophorese zu kühleren Oberflächen und Koagulation, desgleichen Aerosolnachlieferung und -austrag aus dem betrachteten Compartment. Nicht berücksichtigte weitere Effekte wirken sich pessimistisch aus, das heißt verschieben das Ergebnis nach der sicheren Seite. In der deutschen Risikostudie für den Druckwasserreaktor konnten diese Vorgänge noch nicht so nachgebildet werden, deshalb die erhebliche Überschätzung der Spaltproduktfreisetzung und davon abhängig der Unfallfolgen sowie die vielversprechenden Arbeiten zur Verbesserung der hierfür eingesetzten Rechenprogramme. Für die SNR-Studie ergeben sich im ersten Fall (wegen der relativ langen Einschlußzeit) naturgemäß die stärksten Auswirkungen: Ausgenommen die Edelgase, werden rund 95 % der in die Containmentatmosphäre freigesetzten Aktivitäten zurückgehalten. Im zweiten Fall sind es immerhin noch rund 80 % Rückhaltung, hier zurückzuführen auf die infolge massiver Freisetzung in die Containmentatmosphäre bedingte hohe Konzentration und rasche Ablagerung.

Die Expertenbefragung zur Kernzerstörung und zur dabei freigesetzten Energie, wovon Integrität des Reaktortanks und Spaltprodukteinschluß abhängen, also zur Gewinnung einer Wahrscheinlichkeitsverteilung für die mechanische Energiefreisetzung, war vor einigen Monaten noch Gegenstand von Auseinandersetzungen in der Tagespresse. Die besonders ausführliche Behandlung hier hat zumindest für den Fachmann überzeugend den Stellenwert dieses Teils der SNR-Studie, insbesondere Erfordernis, Vorgehensweise (Stichwort Fragebogen), Auswertung, Ergebnis und Aussagekraft herausgearbeitet. Insofern kann die Angabe der bedingten Wahrscheinlichkeit einer mechanischen Energiefreisetzung, die über die Auslegung des Reaktortanks hinausgeht – ein Wert von $3 \cdot 10^{-3}$ wurde dafür genannt – entsprechend bewertet werden.

Der zweite behandelte Themenkreis bezog sich auf neue Überlegungen und Arbeiten über die bisherige deutsche Risikostudie hinaus. Nachdem, wie bereits erwähnt, ein wichtiger Ansatzpunkt im Bereich Freisetzung- und Transportverhalten von Spaltprodukten erkannt worden ist, findet

auch der biologische Teil der untersuchten Ereignisketten besondere Aufmerksamkeit. Statt das Risiko durch die Anzahl der wahrscheinlichen Todesfälle auszudrücken, wird vorgeschlagen, den mittleren Verlust an Lebenserwartung der betroffenen Bevölkerungsgruppe zu verwenden. Der Vorteil dieses Konzeptes liegt in der Differenzierung nach Todesfällen im jugendlichen und fortgeschrittenen Alter, aber auch in der unterschiedlichen Gewichtung der Früh- und Spätschäden. Bei der Dosis-Risiko-Beziehung, die im Bereich kleiner Dosen wahrscheinlich nie restlos aufgeklärt werden kann, wird nahegelegt, von der bisherigen linearen Beziehung zu einer quadratisch-linearen überzugehen – mit einem Schwellenwert in der Größenordnung der natürlichen Strahlung. Bei Einzelproblemen, etwa dem Risikofaktor für die Schilddrüse, sollte, basierend auf den Erfahrungen mit der Jod-131-Therapie, berücksichtigt werden, daß bei Strahlendosen oberhalb von 1000 rem die Krebshäufigkeit nicht weiter zu-, sondern statt dessen abnimmt. Schließlich ist die Berücksichtigung der möglichen medizinischen Maßnahmen bei Frühschäden zur Diskussion gestellt, was unter bestimmten Umständen zu einem weniger flachen Anfangsteil der Dosis-Wirkungs-Beziehung führt. Natürlich sind diese Komplexe noch nicht ausdiskutiert, auch stellen sie das Strahlenminimierungsprinzip im Rahmen eines umfassenderen Dosislimitierungssystems, wie von der International Commission on Radiological Protection empfohlen, nicht in Frage. So wird sich zunächst die Strahlenschutzkommission damit befassen und auch der Verordnungsgeber muß sich bei der Fortschreibung der Strahlenschutzverordnung damit auseinandersetzen. Denn die biologische Seite verdient zumindest die gleiche Beachtung wie die Arbeiten zur Klärung technischer Sachverhalte bei der Risikobeurteilung kerntechnischer Anlagen!

In dem Bericht zu den Arbeiten, die über die Ergebnisse der bisherigen deutschen Risikostudie hinausführen, der sogenannten Phase B, zeigen sich als Schwerpunkte im Rahmen der Ereignisablauf- und Systemanalysen die Analysen einiger spezieller Kühlmittelverluste (kleine Leckagen und Dampferzeuger-Heizrohrschäden) und sogenannter unwahrscheinlicher Transientenstörfälle. So werden gegenwärtig Ereignisabläufe, die aus einem Bruch einer Frischdampfleitung folgen – mit verschiedenen Bruchlagen –, eingehend untersucht. Bei den Arbeiten zu Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzung geht es im wesentlichen um die Entwicklung und Einführung verbesserter Ansätze und verfeinerter Rechenmodelle, um eine realistischere Beschreibung der Vorgänge zu erreichen. Ganz eindeutig zeichnet sich dabei bereits jetzt ein wichtiges Zwischenergebnis ab: Die Rückhaltewirkung des Containments bleibt länger als bisher abgeschätzt erhalten. So wurden für die Kernschmelzpfade, die zum Über-

druckversagen des Containments führen, drei bis vier Tage (bisher rund ein Tag) ermittelt. Weitere Punkte, auf die auch an anderer Stelle bereits hingewiesen wurde, betreffen die Berücksichtigung aerosolphysikalischer Erkenntnisse bei der Abscheidung und Agglomeration luftgetragener Partikel und die reduzierte Jodfreisetzung, woraus eine insgesamt verbesserte Rückhaltewirkung des Containments folgt.

Schlußpunkt sind die Darlegungen zu Risikogrenzwerten für Kernkraftwerke. Hier gibt es bereits eine umfassende internationale Diskussion, seitdem aus den Vereinigten Staaten Überlegungen, Vorschläge und Dokumente zum Thema „Safety Goals“ fruchtbare Unruhe weltweit ausgelöst haben. Sie sind konsequenter Ausfluß der langjährigen Arbeiten zur Risikobeurteilung und -bewertung bei kerntechnischen Anlagen. Der hier vorgelegte Vorschlag zeichnet sich dadurch aus, daß er einen originellen Ausgangspunkt hat, nämlich Risikogrenzwerte an das aus dem Strahlenschutz bekannte 30-mrem/a-Konzept anzubinden. Wer sich daran erinnert, wie seinerzeit dieses Konzept geboren wurde (siehe 7. IRS-Fachgespräch 1971), wird überrascht sein. Prinzipiell sind natürlich auch andere Zahlenwerte möglich, doch hat dieser Wert den Vorteil, daß er für einen Anlagenzustand (bestimmungsgemäßer Betrieb) verbindlich festgeschrieben ist. Weitere wesentliche Punkte sind die Definition von Risikoklassen in einem Dosis-Häufigkeits-Diagramm, von Ereignisklassen (a) zu erwarten, b) nicht zu erwarten in einer Anlage, aber nicht auszuschließen für eine Anlagengruppe, c) nicht zu erwarten in einer Anlage oder Anlagengruppe, aber nicht auszuschließen und d) so gut wie ausgeschlossen) und von radiologischen Gefährdungsklassen (a) < 30 mrem, b) ≤ 5 rem, c) 5 bis 50 rem und d) 50 bis 400 rem), die einander zugeordnet sind. Erste Tests dieses Konzepts zeigen, daß das individuelle Mortalitätsrisiko auch im Bereich der Unfälle im Rahmen des „Zulässigen“ liegt – ausweislich der Ergebnisse der deutschen Risikostudie. Es ist klar, daß bisher nur ein wichtiger Punkt, das Individualrisiko angesprochen wurde, daneben ist aber auch das Kollektivrisiko von großer Bedeutung. Neuere radiologische Erkenntnisse sind noch unberücksichtigt. Auch die Fragen der Implementierung und Verifizierung dieses Konzepts dürften Kopfzerbrechen bereiten. Nichtsdestoweniger sollte dieser erste Schritt zum Anlaß genommen werden, auf diesem interdisziplinären Gebiet intensiv mitzuarbeiten. Auf diese Weise läßt sich das vorhandene Instrumentarium zur Sicherheitsbeurteilung weiterentwickeln und ergänzen – mit dem Endziel einer systematischen, geschlossenen Sicherheitsphilosophie und zugehörige Umsetzung in die wissenschaftlich-technische Praxis.

Auch zukünftige GRS-Fachgespräche werden auf diesen Themenkreis zurückkommen.

